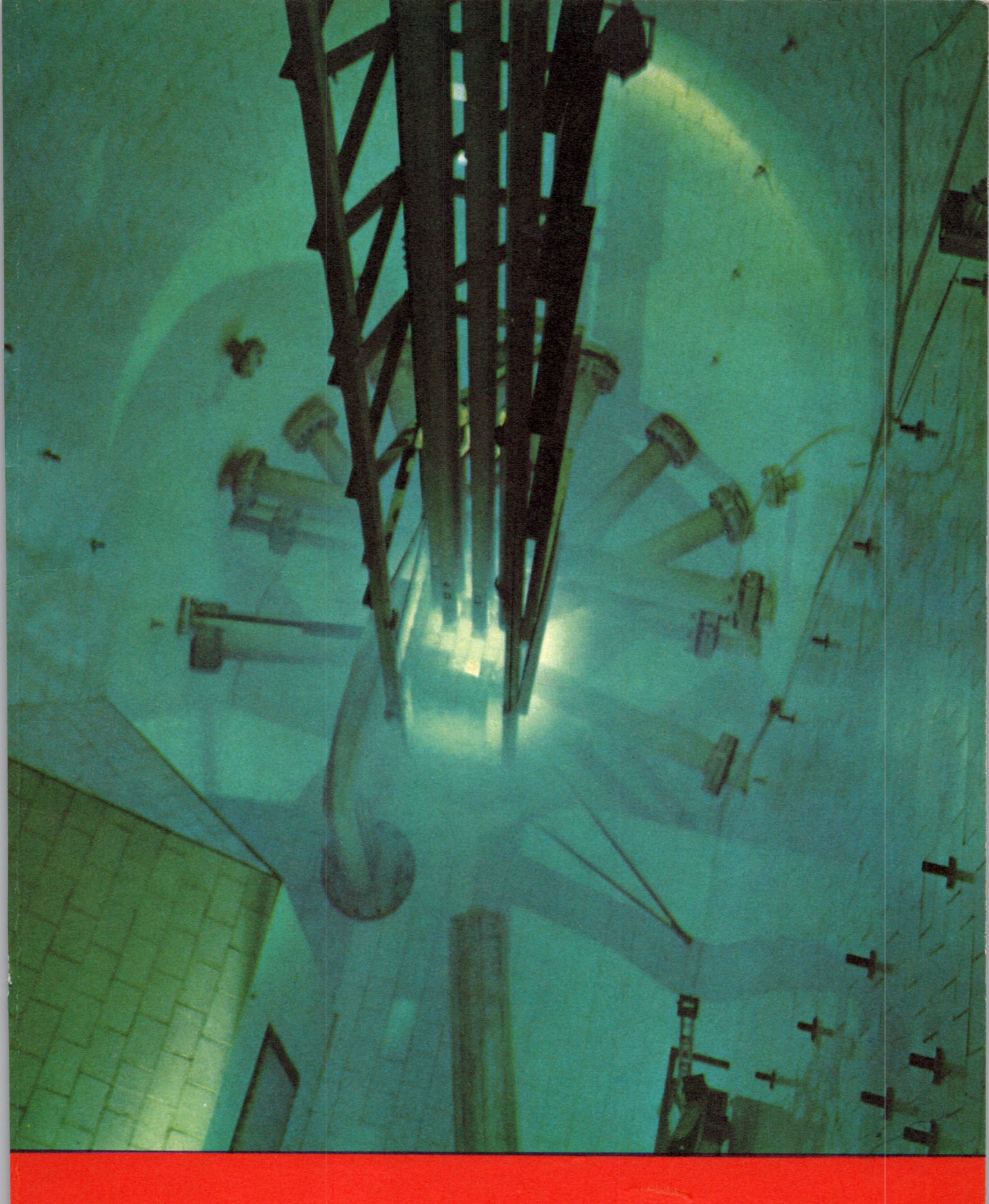


WERNER KLIEFOTH

ATOMKERNREAKTOREN

Schriftenreihe des Deutschen Atomforums e.V. Heft 2

Das Deutsche Atomforum e. V.

Das DEUTSCHE ATOMFORUM ist durch den Zusammenschluß von vier auf dem Kernenergiegebiet tätigen deutschen Vereinigungen am 26. Mai 1959 in Karlsruhe gegründet worden. Sein Sitz ist Bonn. Das DEUTSCHE ATOMFORUM fördert die friedliche Verwendung der Kernenergie durch:

1. Behandlung technischer und wissenschaftlicher Aufgaben im nationalen Rahmen;

2. Ausarbeitung technischer Richtlinien, Vorschriften und Normen;

3. Förderung der Diskussion über gemeinsame Bestrebungen der Unternehmen, die an der friedlichen Verwendung der Atomkernenergie interessiert sind;

4. Zusammenarbeit mit der Legislative und Exekutive des Bundes und der Länder;

5. Pflege des Kontaktes zu ausländischen Atomforen und zu internationalen Atomorganisationen;

6. Aufklärung der Öffentlichkeit über die friedliche Verwendung der Atomkernenergie;

7. Errichtung einer Atomlehrschau und Durchführung von Wanderausstellungen;

8. Beschäftigung mit Fragen der Weltraumforschung und Raumfahrttechnik.

Diese vielfältigen Aufgaben werden im Rahmen folgender Arbeitskreise bewältigt:

Wissenschaft und Technik
Öffentlichkeitsarbeit und Presse
Recht und Verwaltung
Wirtschaft und Industrie
Auslandsbeziehungen
Messe- und Ausstellungswesen

Neben Bundestagsabgeordneten und Politikern aller im Bundestag vertretenen Parteien, den zuständigen Bundes- und Länderministern, Wissenschaftlern, Vertretern von Industrie, Technik und Medizin haben sich dem Atomforum Angehörige nahezu aller Berufs- und Bevölkerungskreise angeschlossen.
Präsident des Atomforums ist

Prof. Dr.-Ing. Dr. Dr. rer. nat. h. c. Karl Winnacker,

Vorsitzer des Vorstandes der Farbwerke Hoechst AG, Frankfurt/M.-Höchst,
stellvertretender Vorsitzender der Deutschen Atomkommission

Geschäftsstelle: Bonn, Koblenzer Straße 240
Tel.: 2 70 37—39

SCHRIFTENREIHE DES DEUTSCHEN ATOMFORUMS e. V.
Heft 2

ATOMKERNREAKTOREN

2. erweiterte Auflage

Prof. Dr. W. Kliefoth
Kiel

Herausgegeben vom
DEUTSCHEN ATOMFORUM e. V., BONN,
in Zusammenarbeit mit dem
BUNDESMINISTERIUM FÜR WISSENSCHAFTLICHE FORSCHUNG,
BAD GODESBERG

1964



Gesamtherstellung: G. Braun GmbH, Karlsruhe

Inhaltsverzeichnis

Teil I

Einführung in die Reaktorphysik und Reaktortechnik

Das Atom ist nicht unteilbar

Die Vorstellung, daß ein Atom[1] unteilbar und unwandelbar ist, wurde um die Jahrhundertwende revidiert. Die französischen Forscher Marie und Pierre Curie entdeckten 1898 das Radium, ein Element, das die Eigenschaft hat, sich unter Aussendung von Strahlung in ein anderes Element, das Radon — auch Radium-Emanation genannt —, umzuwandeln. Radon selbst geht wiederum unter Aussendung von „radioaktiver" Strahlung in ein ebenfalls radioaktives Element (Radium A) über. Bald nach der Entdeckung des Radiums und des ebenfalls radioaktiven Poloniums durch die Curies wurden weitere Elemente (Uran, Thorium u. a.) mit der gleichen Eigenschaft gefunden: ihre Atomkerne verwandeln sich unter Aussendung von Strahlung in andere Kerne.

Atomkern

Nach der modellmäßigen Vorstellung besteht ein Atom aus einem Kern, der von einer bestimmten Zahl Elektronen („Hüllenelektronen") umkreist wird. Ein Atom im normalen Zustand ist ein elektrisch neutrales Gebilde. Die Elektronen sind die Träger der negativen elektrischen Ladung, die von der positiven Ladung des Kerns neutralisiert wird. Das Atom hat einen Durchmesser von etwa 10^{-8} cm, das sind ein Zehnmillionstel Millimeter; man müßte zehn Millionen Atome aneinanderreihen, um eine Kette von 1 mm Länge zu erhalten. Der Atomkern, in dem der überwiegende Teil der Masse konzentriert ist, hat einen rund 10000 mal kleineren Durchmesser (10^{-12} cm). Der größte Teil des Atoms ist „leer"; da die Masse eines Elektrons nur den 1840. Teil der Masse des leichtesten Elements, des Wasserstoffs, ausmacht, spielt sie keine wesentliche Rolle[2].

Protonen und Neutronen

Die Atomkerne sind nicht einheitlich, sie bestehen aus Protonen und Neutronen; beide sind ungefähr gleich schwer. Das Proton ist Träger der positiven Elementarladung, die Neutronen sind ungeladene Teilchen. Bei einem elektrisch neutralen Atom ist die Zahl der negativ geladenen Elektronen und die der positiv geladenen Protonen gleich groß. Die Zahl der Protonen eines Elements („Kernladungszahl") nennt man auch seine Ordnungszahl. Die „Massenzahl" eines Atoms ist durch die Summe von Protonen und Neutronen bestimmt. Wasserstoff, das leichteste aller chemischen Elemente mit der Massenzahl 1 und der Kernladungszahl 1, besitzt als Kern nur ein Proton, das von einem Elektron umkreist wird. Ein Proton ist also identisch mit einem

[1] atomos (griechisch) = unteilbar.
[2] Wäre es möglich, die Atomkerne des Elementes Blei völlig dicht, d. h. also ohne „Zwischenraum" in einen Würfel von 1 cm Kantenlänge zu packen, so hätte diese „Kernmasse" von 1 cm³ Volumen ein Gewicht von $1{,}5 \cdot 10^{14}$ Gramm, das sind 150 Millionen Tonnen. Bei solch dichter Packung würde die Gesamtmasse der Erde von $6 \cdot 10^{21}$ Tonnen in einer Kugel mit einem Durchmesser von rund 420 m Platz haben!

Wasserstoffkern. Der Kern des Urans, des schwersten in der Natur vorkommenden Elements, besitzt 92 Protonen und 146 Neutronen, so daß seine Massenzahl 238 beträgt. Die Zahl der Protonen schreibt man links unten als Index an das chemische Symbol des Atoms, die Massenzahl als Index links oben. Es heißt also für Uran:

$${}^{238}_{92}U$$

für Wasserstoff: $${}^{1}_{1}H$$

und für das nächstschwere Element Helium:

$${}^{4}_{2}He$$

Aus diesem Symbol läßt sich ablesen, daß der Heliumkern zwei Protonen und zwei Neutronen hat; er wird also von zwei Elektronen umkreist.

Isotope Das chemische Verhalten eines Atoms wird durch die Kernladungszahl, d. h. durch die Zahl der Protonen seines Kerns bestimmt. Jedes Atom, das 92 Protonen besitzt, ist ein Uranatom. Nun hat man aber neben dem Uran mit der Massenzahl 238 noch eine andere „Sorte" Uran entdeckt mit der Massenzahl 235; dieses Uran besitzt also nur 143 Neutronen; denn das chemische Verhalten von

$${}^{235}_{92}U$$

ist das gleiche wie das von ${}^{238}_{92}U$. Beide unterscheiden sich in der Zahl der Neutronen. Solche Elemente mit gleicher Kernladungszahl, aber verschiedener Massenzahl nennt man Isotope. Wasserstoff hat ebenfalls Isotope, und zwar den schweren Wasserstoff, auch Deuterium genannt, und den „überschweren" Wasserstoff, das Tritium.

Tabelle 1:

Isotope des Wasserstoffs

	Symbol	Name des Kerns	Massenzahl	Vorkommen im natürlichen Wasserstoff	
Wasserstoff	${}^{1}_{1}H = H$	Proton (p)	1	99,985 %	stabil
Schwerer Wasserstoff (Deuterium)	${}^{2}_{1}H = D$	Deuteron (d)	2	0,015 %	stabil
Überschwerer Wasserstoff (Tritium)	${}^{3}_{1}H = T$	Triton (t)	3	—	instabil

Der Kern des schweren Wasserstoffs besitzt außer einem Proton noch ein Neutron; seine Massenzahl ist also 2, die Protonenzahl ist wie bei gewöhnlichem Wasserstoff 1, somit lautet das Symbol ${}^{2}_{1}H$. Zwei Kerne ${}^{2}_{1}H$ bilden mit Sauerstoff das schwere Wasser (D_2O), das zu 0,015% im natürlichen Wasser vorkommt, d. h. auf etwa 6500 Moleküle H_2O kommt ein D_2O-Molekül; in einer Tonne H_2O sind also 150 g D_2O. Das Tritium — dreimal so schwer wie gewöhnlicher Wasserstoff — ist mit zwei Neutronen neben einem Proton im Kern gekennzeichnet durch das Symbol ${}^{3}_{1}H$. Tritium ist kein „stabiles" Element[3], es verwandelt sich unter Aussendung einer Strahlung in ein Heliumisotop. Es kommt in der Natur nur in Spuren vor.

[3] Seine Halbwertszeit (vgl. S. 7) beträgt 12,46 Jahre.

Radioaktivität

Atomkerne, die Strahlungen aussenden, nennt man „radioaktiv"; nach Becquerel, dem Entdecker dieser Erscheinung, bezeichnet man die verschiedenen Strahlungen mit den Anfangsbuchstaben des griechischen Alphabets als Alpha-, Beta- und Gamma-Strahlen. α-Strahlen sind elektrisch geladene Teilchen, und zwar die Kerne von Helium; ihnen fehlen die beiden Hüllenelektronen; daher sind sie doppelt positiv geladen; β-Strahlen sind Elektronenstrahlen, also negativ geladene Teilchen (Tabelle 2), und γ-Strahlen sind wie die Röntgenstrahlen Wellenstrahlen, nur kurzwelliger. Radium ($^{226}_{88}Ra$) sendet α-Strahlen aus und verwandelt sich dadurch in ein anderes chemisches Element, in das radioaktive Gas Radon ($^{222}_{86}Rn$).

Tabelle 2:

Wichtige Elementarteilchen

	Ladung (e: Elementarladung)	Masse
Proton (Wasserstoffkern)	+ e	$1{,}6723 \cdot 10^{-24}$ g
Neutron	0	$1{,}6746 \cdot 10^{-24}$ g
Elektron (β-Teilchen)	− e	$0{,}9107 \cdot 10^{-27}$ g
α-Teilchen (Heliumkern)	+ 2e	$6{,}643 \cdot 10^{-24}$ g

Halbwertszeit

Die Zeit, die vergeht, bis die Hälfte einer radioaktiven Substanz zerfallen ist, nennt man ihre Halbwertszeit. Sie beträgt für Radium 1580 Jahre, für Radon rund 4 Tage, für Uran 4,5 Milliarden Jahre. Die Halbwertszeit ist eine für jeden radioaktiven Stoff charakteristische Größe. Der Zerfall von Atomkernen, sei es durch α-Strahlung oder auch unter Aussendung von β- und γ-Strahlen oder von Neutronen, ist eine Eigenschaft der sogenannten instabilen Atomkerne. In Tabelle 3 sind die Halbwertszeiten einiger in der Natur vorkommender radioaktiver Substanzen zusammengestellt. Es ist auch gelungen, stabile Kerne künstlich in radioaktive umzuwandeln; sie spielen für die praktische Verwendung eine weitaus größere Rolle als die natürlich-radioaktiven Substanzen.

Tabelle 3:

Halbwertszeit einiger natürlich-radioaktiver Substanzen

Radium (Ra)	1580	a *
Radon (Radium-Emanation/Rn)	3,82	d
Radium A (RaA)	3,05	m
Polonium (Po)	138	d
Aktinium (Ac)	22	a
Thorium (Th)	13,9 Mrd ($1{,}39 \cdot 10^{10}$)	a
Uran 238 (^{238}U)	4,5 Mrd ($4{,}5 \cdot 10^{9}$)	a
Uran 235 (^{235}U)	713 Mio ($7{,}13 \cdot 10^{8}$)	a

* a von annus = Jahr
d von dies = Tag
m = Minute

Kernkräfte

Im Atomkern, der z. B. beim Uran 92 positiv geladene Protonen enthält, die sich wegen ihrer gleichnamigen elektrischen Ladung abstoßen, müssen sehr starke Kräfte vorhanden sein, die den Zusammenhalt des Kerns bewirken und verhindern, daß die abstoßenden Kräfte ihn explosionsartig auseinandertreiben. Die Anziehungskräfte zwischen den Bausteinen der Kerne, den Protonen und Neutronen — man faßt beide auch unter dem Namen Nukleonen (von nucleus = Kern) zusammen —, heißen Kernkräfte oder auch Bindungskräfte. Sie sind eine neue Art von Kräften, völlig anders als elektrische oder Massenanziehungskräfte. Sie werden erst wirksam, wenn die Nukleonen sich einander auf äußerst geringe Entfernungen, die den Kernabmessungen entsprechen, genähert haben, sich fast berühren (Abstand etwa ein Millionstel von einem Millionstel Millimeter: 10^{-12} mm). Diese Kräfte sind außerordentlich groß. Die unsere materielle Welt bildenden Atomkerne erweisen sich gegen alle äußeren Einwirkungen, wie hohe Erwärmung, starke Abkühlung, hoher Druck oder chemische Beeinflussung, als völlig stabile Gebilde.

Massendefekt

Was wissen wir über die Kernkräfte zwischen den Nukleonen? Ein auf den ersten Blick merkwürdiger Widerspruch zu dem altbekannten Gesetz der Chemie von der Erhaltung des Masse gibt uns einen Hinweis. Es hat sich nämlich gezeigt, daß die Masse eines Atomkerns, den man aus Protonen und Neutronen aufbaut, kleiner ist als die der Summe seiner Teile. So ist z. B. die Masse eines Heliumkerns (zwei Protonen und zwei Neutronen) um rund $\frac{3}{4}$% kleiner als die Summe der Massen der vier einzelnen Nukleonen. Das ist mit den herkömmlichen Auffassungen der Physik und Chemie nicht zu verstehen. Eine Deutung dieses „Massendefektes" gibt das Einsteinsche Gesetz von der Äquivalenz von Masse und Energie. Nach ihm ist die Energie

$$E = mc^2;$$

Einsteinsches Gesetz

darin sind m die Masse und c^2 das Quadrat der Lichtgeschwindigkeit. Der Verlust an Masse beim Zusammenbau eines Kerns aus Protonen und Neutronen muß nach dem Einsteinschen Gesetz ein Äquivalent finden in einer dem Massendefekt entsprechenden Menge an Energie. Man nennt sie die Bindungsenergie, könnte aber auch analog zu Prozessen in der Chemie von „Bildungswärme" sprechen.

Bindungsenergie

Die Bindungsenergie z. B. des Heliumkerns muß aufgebracht werden, wenn die vier Bausteine des Heliumkerns wieder voneinander getrennt werden sollen; sie wird also frei, wenn die Teilchen zu einem Kern verschmelzen. Der Massendefekt ist ein unmittelbares Maß für die Größe der Bindungsenergie der Atomkerne; je größer sie ist, desto stabiler ist der Atomkern.

Kernenergie durch Verschmelzung (Fusion)

Beim Aufbau eines Heliumkerns aus seinen vier Bausteinen, ihrer Verschmelzung (Fusion), wird eine Bindungsenergie von 28,3 MeV frei[4]. Der Vorgang der Fusion ist also eine Möglichkeit zur Gewinnung von Kernenergie. Würde man 1 kg Helium aus Protonen und Neutronen zusammenfügen, so würde eine Energie von rund 200 Millionen kWh frei werden. Durch einen derartigen Prozeß gewinnt die Sonne ihre Strahlungsenergie. Auf demselben Prinzip beruht die Energie-

---

[4] Die atomaren Energien mißt man in Elektronen-Volt (eV); ein Elektronenvolt ist die Energie, die ein Elektron beim Durchlaufen einer Spannungsdifferenz von einem Volt erlangt. 1 Million Elektronenvolt = 1 MeV = $1{,}6 \cdot 10^{-6}$ erg; vergleichend sei vermerkt: 1 kWh = $3{,}6 \cdot 10^{13}$ erg und 1 MeV = $4{,}45 \cdot 10^{-20}$ kWh.

gewinnung bei der Explosion einer Wasserstoffbombe. An Bemühungen und Versuchen, die Fusionsenergie durch einen kontrollierten Ablauf der Verschmelzung auch friedlichen Zwecken nutzbar zu machen, sind Physiker und Ingenieure der ganzen Welt beteiligt, ohne allerdings bisher zu befriedigenden, technisch auswertbaren Resultaten gekommen zu sein.

Bindungsenergie je Nukleon

Die nukleare Bindungsenergie je Nukleon in den verschiedenen Kernen erreicht für die mittelschweren und schweren Kerne Werte zwischen 7,5 und 8,5 MeV. — Die oben erwähnten Heliumkerne sind eine besonders fest gebundene Einheit von Nukleonen, so daß sie von radioaktiven Elementen als Ganzes, als Alpha-Teilchen, ausgesandt werden.

Verfolgt man die Größe der Bindungsenergien je Nukleon genauer von den leichten bis zu den schweren Elementen, so zeigt sich (Abb. 1), daß sie bei den mittleren Kernen (um die Massenzahl 80 herum) den größten Wert erreichen (rund 8,5 MeV). Die Zunahme der Bindungsenergien bei den leichten Kernen in Richtung auf die mittleren ist, wie wir soeben gesehen haben, der Grund dafür, daß bei der Fusion

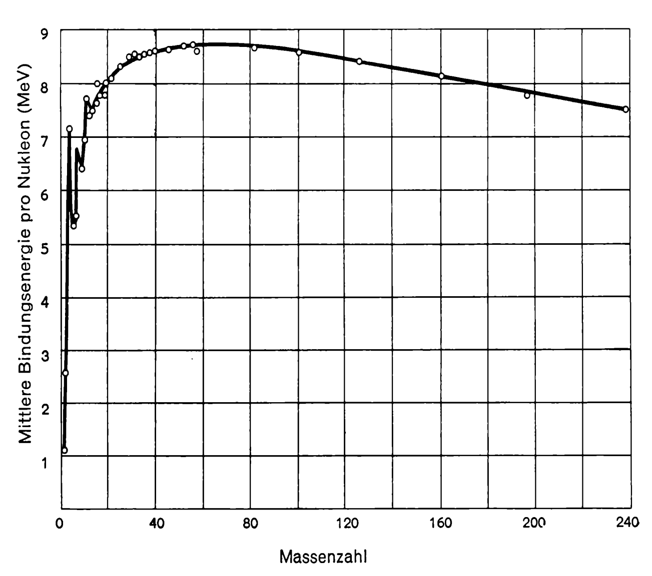


Abb. 1 Mittlere Bindungsenergie eines Nukleons im Kern in Abhängigkeit von der Massenzahl

von leichten Kernen (Wasserstoff zu Helium) Kernenergie im Überschuß entsteht, also frei wird. Der Verlauf der Kurve (Abb. 1) zeigt aber auch die grundsätzliche Möglichkeit der Energiegewinnung durch Spaltung von schweren Kernen, da die Bindungsenergie pro Nukleon zu den schweren Elementen hin wieder abnimmt. Wir können aus Abb. 1 ablesen, daß die Bindungsenergie beim Uran um etwa 1 MeV kleiner ist als bei den mittelschweren Elementen. Wenn es also

gelingt, einen schweren Uran-Atomkern in zwei etwa gleich große mittelschwere Kerne zu zerspalten, so müßte Bindungsenergie frei werden, und zwar im Mittel pro Nukleon 1 MeV. Das würde für Uran mit 238 Nukleonen einen Energiegewinn von der Größenordnung von 200 MeV je Spaltung eines Urankerns bedeuten. Hiermit ergibt sich aus der Spaltung von schweren Urankernen eine Quelle zur Gewinnung von Atomkernenergie. Diese Quelle wurde im Jahre 1938 erschlossen durch Versuche, die Professor Otto Hahn und sein Mitarbeiter Fritz Strassmann mit Uran anstellten und bei denen sie zum erstenmal die Spaltung von Urankernen nachweisen konnten.

Versuch von Otto Hahn

Den Vorgang der Uranspaltung wollen wir genauer betrachten. Bei den Versuchen von O. Hahn spielten Urankerne des bereits erwähnten Isotops mit der Massenzahl 235 eine Rolle. $^{235}_{92}U$ ist aber nur zu 0,7% im natürlichen Uran enthalten; die übrigen 99,3% sind Uran 238. Bei Bestrahlung von Uran 235 mit langsamen oder, wie man auch sagt, „thermischen" Neutronen nimmt das Uranatom ein solches Neutron auf. Thermische Neutronen besitzen eine Energie von etwa 0,025 eV, das entspricht einer Geschwindigkeit der einzelnen Teilchen in der Größenordnung von 2000 m/sec, wie sie die Gasmoleküle durch ihre Wärmebewegung bei normaler Temperatur haben; daher heißen sie „thermische" Neutronen.

Durch die Aufnahme eines Neutrons entsteht beim Uran 235 ein sogenannter „Zwischenkern" (Uran mit der Massenzahl 236), der sehr instabil ist — er ist nur ein „Durchgangsstadium", seine Lebensdauer beträgt etwa 10^{-12} sec (eine Billionstel Sekunde). Im Uran 235-Kern wird bei Aufnahme des letzten Neutrons eine Bindungsenergie von 6,8 MeV frei.

Wir wissen bereits, daß die Atomkerne durch Kernkräfte zusammengehalten werden. Je größer die Kerne sind, desto größer müssen die Kräfte sein, um die Nukleonen zusammenzuhalten. Aber wir kennen bereits Kerne, die nicht mehr völlig stabil sind, z. B. das Radium, bei dem also die Kernkräfte nicht mehr völlig ausreichen, alle Nukleonen fest im Kern zu binden.

Spaltvorgang

Um aber einen Kern zu spalten, wie es O. Hahn getan hat, muß eine bestimmte Energie, die Spaltungs- oder Aktivierungsenergie, aufgebracht werden, die die Bindungskräfte überwindet; sie ist von Element zu Element verschieden. Die Aktivierungsenergie liegt bei Kernen mit der Massenzahl um 200 herum noch bei 50 MeV; erst bei Uran kommt sie in den Bereich von wenigen MeV. Bei Uran 235 beträgt sie 6,5 MeV, so daß dieser Kern infolge der durch das zuletzt aufgenommene Neutron freigewordenen Bindungsenergie von 6,8 MeV instabil wird und in zwei mittelschwere Bruchstücke — etwa Krypton 89 und Barium 144 — zerfällt; außerdem werden zwei oder drei Neutronen ausgeschleudert. In der Formelsprache der Physik lautet der beschriebene Vorgang:

$$^{235}_{92}U + ^{1}_{0}n \longrightarrow ^{236}_{92}U \longrightarrow ^{89}_{36}Kr + ^{144}_{56}Ba + 3\,^{1}_{0}n + 200\,\text{MeV}$$

Energiefreisetzung

Bei jeder Spaltung eines Uranatomkerns wird also nach vorstehender Beziehung ein außerordentlich hoher Energiebetrag von etwa 200 MeV frei. Jeder der beiden neuentstehenden Atomkerne (z. B. Kr und Ba) erhält davon einen entsprechenden Energiebetrag — hier von 60 bis 95 MeV. Beide sind elektrisch positiv geladen, sie

stoßen sich im Augenblick des Entstehens ab und fliegen mit großer Energie auseinander. Bei der Bremsung dieser Kerne in der umgebenden Materie wird die Bewegungsenergie in Wärme verwandelt. Außerdem fliegen zwei oder drei Neutronen, die im Augenblick der Spaltung fortgeschleudert werden, mit einer Energie von etwa 2 MeV davon (das entspricht einer Geschwindigkeit von rund 10000 km/sec); ferner wird noch Energie als β- und γ-Strahlung ausgesandt. Schließlich sind die gespaltenen Atomkerne, die sogenannten Spaltprodukte[5], stark radioaktiv. Die Energieumsetzung bei der Kernspaltung mit 200 MeV ist unvergleichlich höher als bei jeder chemischen Reaktion, die höchstens 10 eV erreicht. Der Grund ist leicht einzusehen: die Bindung der Hüllenelektronen an den Kern, deren Änderungen die Ursache chemischer Reaktionen sind, ist nur äußerst schwach im Vergleich zu den Kernkräften; sie sind nicht nur relativ weit vom positiv geladenen Kern entfernt, sondern die anziehende Wirkung wird auch durch die übrigen Hüllenelektronen weitgehend abgeschirmt.

Aus Uran 238 wird Plutonium

Das im Natururan überwiegend enthaltene Uran 238 wird im Gegensatz zum Uran 235 durch thermische, also langsame Neutronen, nicht gespalten; beim Uran 238 beträgt die Aktivierungsenergie 7,0 MeV, sie ist also größer als die bei der Aufnahme des letzten Neutrons in den Uran 238-Kern freiwerdende Bindungsenergie von 5,5 MeV (Tabelle 4).

Tabelle 4:

Aktivierungs- oder Spaltungsenergie der Kerne und Bindungsenergie für das letzte Neutron (in MeV)

Kern	Spaltungsenergie	Bindungsenergie für das letzte Neutron
Uran 235	6,5	6.8
Uran 238	7,0	5,5
Plutonium 239	5,0	6,6
Uran 233	6,0	7,0
Thorium 232	7,5	5,4

Beim Uran 238 ist eine Spaltung nur mit sehr schnellen Neutronen möglich, welche die von 5,5 MeV bis 7,0 MeV fehlende Energie zur Einleitung der Spaltung in Form von zusätzlicher Bewegungsenergie mitbringen; das ist beim Uran 235 nicht nötig, deshalb gelingt hier die Spaltung mit „thermischen" Neutronen.

Im Uran 238 geschieht mit den Neutronen von geringerer Energie aber etwas anderes: das Neutron wird vom Kern des Uran 238 eingefangen und in den Kernverband eingebaut. Es entsteht wieder ein Zwischenkern, das Uranisotop 239, das unter Aussendung eines β-

[5] Spaltprodukte ist die übliche Bezeichnung für die entstehenden Spaltungsprodukte, wohl zu unterscheiden vom spaltbaren Material (auch Spaltstoff oder Kernbrennstoff genannt), also z. B. von dem Uran 235, das gespalten wird. Bei der Spaltung des Spaltstoffes Uran entstehen Spaltprodukte wie Strontium 90, Xenon 133, Krypton 85, Jod 131 usw.

Teilchens[6] in ein neues Element, in das Transuran Neptunium mit der Massenzahl 239 und der Kernladungszahl 93 übergeht; dieses ist auch radioaktiv und sendet ebenfalls ein β-Teilchen aus, das heißt also ein mit der negativen Elementarladung behaftetes Elektron. Es entsteht das Element Plutonium mit der Massenzahl 239 und der Kernladungszahl 94, also mit dem Symbol $^{239}_{94}Pu$, das ebenso wie Uran 235 für die Kernspaltung mit thermischen Neutronen brauchbar ist, wie aus Tabelle 4 ersichtlich ist. Die Reaktionsgleichung heißt dann, wenn man dem β-Teilchen mit negativer Elementarladung (—1) und der Masse, die praktisch gleich Null ist, das Symbol $^{0}_{-1}e$ gibt:

$$^{238}_{92}U + ^{1}_{0}n \longrightarrow ^{239}_{92}U \longrightarrow ^{0}_{-1}e + ^{239}_{93}Np \longrightarrow ^{0}_{-1}e + ^{239}_{94}Pu$$

Diesen Vorgang bezeichnet man mit einer etwas summarischen Ausdrucksweise als „breeding" (Brüten). Auf ihm beruht der sogenannte Brutreaktor. Das Plutonium 239 läßt sich ebenso wie Uran 235 mit langsamen Neutronen spalten unter Gewinnung einer ähnlich großen Energiemenge. Spaltbar mit thermischen Neutronen ist ebenfalls Uran 233, das zwar im Natururan nicht vorkommt, das man aber durch einen entsprechenden „Brut"-Prozeß aus dem Thoriumkern mit der Massenzahl 232 und der Kernladungszahl 90 durch Anlagerung eines langsamen Neutrons erhält. Angemerkt sei zum Schluß dieser Überlegungen noch, daß alle drei Kerne der leicht spaltbaren Elemente $^{235}_{92}U$, $^{239}_{94}Pu$ und $^{233}_{92}U$ eine ungerade Zahl von Neutronen haben. Diese Kerne sind offenbar weniger stabil als die Kerne mit geraden Neutronenzahlen, also z. B. $^{238}_{92}U$ oder $^{232}_{90}Th$.

Energie aus 1 kg Uran 235

Aus dem angegebenen Energiegewinn bei einer Kernspaltung kann man leicht die Menge der bei der vollständigen Spaltung von 1 kg Uran 235 freiwerdenden Energie ausrechnen. Es ergibt sich eine Energie von rund 20 Millionen kWh, das sind 17 Milliarden Kilokalorien.

Kettenreaktion

Das Problem der Energiegewinnung aus diesem Kernprozeß für eine praktische Nutzung liegt in der Aufgabe, eine solche Spaltung im großen Maßstab einzuleiten. Dafür ist entscheidend das Freiwerden von zwei oder drei Neutronen bei jeder Spaltung eines Urankerns. Diese zwei bis drei Neutronen sind in der Lage, neue Urankerne zu spalten. Nehmen wir den günstigsten Fall, daß drei Neutronen entstehen (in Wirklichkeit sind es bei Uran 235 im Mittel 2,46 Neutronen pro Spaltung), so vermögen diese drei — wieder im günstigsten Fall — drei Urankerne zu spalten; danach stehen dreimal drei, also 9 Neutronen, für weitere Spaltungen zur Verfügung usw. Die Neutronenzahl wächst lawinenartig an nach dem Gesetz einer geometrischen Reihe. Einen derartigen Prozeß nennt man eine Kettenreaktion (Abb. 2).

Ob nun eine solche Kettenreaktion zustande kommt bzw. ob sie aufrecht erhalten werden kann, hängt außer von dem Vorhandensein

---

[6] Das β-Teilchen ist nicht als Teilchen im Kern vorhanden — dort gibt es nur Protonen und Neutronen —, sondern es stammt aus einem hier nicht näher beschriebenen Kernumwandlungsprozeß eines Neutrons in ein Proton, einem sogenannten β-Kernzerfall.

von „spaltbarem" Material von dem Schicksal der entstehenden Spaltneutronen ab. Wenn die Reaktion nicht erlöschen soll, muß wenigstens immer ein Neutron aus jeder Spaltung wieder für eine neue Spaltung zur Verfügung stehen.

In reinem Uran 235 kann sich eine Kettenreaktion schlagartig entwickeln, da je Spaltung mehr als zwei Neutronen zur Verfügung stehen und die Spaltungsdauer größenordnungsmäßig etwa ein Milliardstel Sekunde beträgt. Diesen Ablauf haben wir bei der Explosion einer Atombombe. Allerdings gilt dies nur mit der Einschränkung, daß die Zahl der durch die Oberfläche der Uranmasse entweichenden Neu-

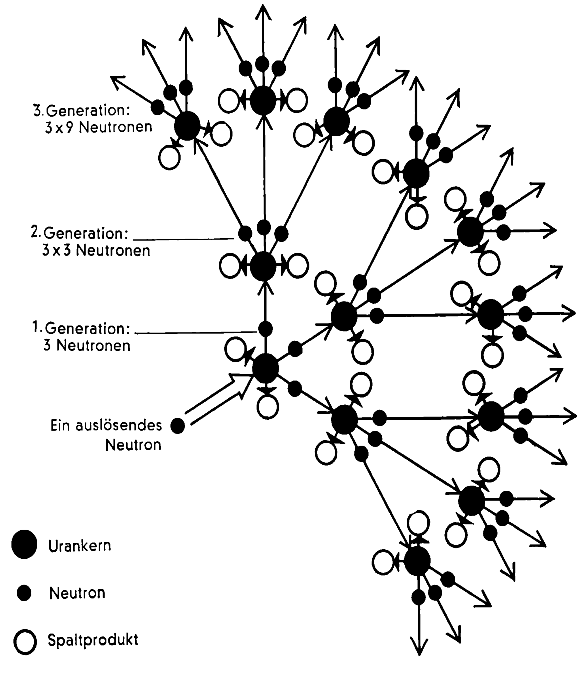


Abb. 2 Kettenreaktion (schematisch)

tronen nicht zu groß ist. Die Neutronen besitzen bekanntlich keine elektrische Ladung, werden also auch von den Ladungen der sie umgebenden Atome nicht beeinflußt und erleiden auf ihrem Wege durch die Materie somit wenig Störungen, sie haben daher ein beträchtliches Durchdringungsvermögen. Es besteht also die Gefahr, daß ein Teil der bei der Spaltung entstehenden sehr energiereichen, d. h. sehr schnellen Neutronen aus der Oberfläche der Uranmasse austritt, für weitere Spaltprozesse verloren geht und die Kettenreaktion zum Erliegen kommt. Dieser Verlust an Neutronen durch die Oberfläche wird um so kleiner, je größer die Masse des Urans ist, weil

das Volumen eines Körpers schneller wächst als seine Oberfläche[7]. Für das Zustandekommen einer Kettenreaktion ist es deshalb wichtig, die Uranmasse nicht zu klein zu wählen. Unterhalb einer bestimmten Menge Uran kommt die Reaktion in der Tat nicht zustande, weil der Verlust an Neutronen durch die Oberfläche zu groß ist. Die Mindestmasse heißt „kritische Masse". Der Radius für eine Kugel aus reinem Uran 235 mit der kritischen Masse ergibt sich zu r = 8,4 cm; das ist eine Mindestmasse von rund 50 kg Uran 235. Die kritische Masse kann man jedoch durch verschiedene Kunstgriffe erheblich verkleinern, z. B. dadurch, daß man sie mit einem „Reflektor" umgibt, d. i. ein Stoff, durch den die austretenden Neutronen durch Stoß wieder in das Uran zurückgeworfen („reflektiert") werden (vgl. S. 19).

Kritische Masse

Wir wissen jetzt, warum ein Stück Uran 235, auch in ganz reinem Zustand, völlig „harmlos" ist und nicht detoniert, falls es die Größe der kritischen Masse nicht überschreitet. Ist sie allerdings erreicht, so wird die Kettenreaktion einsetzen, denn das dafür notwendige „erste" Neutron ist immer vorhanden. Die aus dem Weltall kommenden kosmischen Strahlen (Höhenstrahlung) erzeugen auf ihrem Weg durch die Atmosphäre in Wechselwirkung mit Kernen, die sie treffen, bei „Kernprozessen", freie Neutronen. Darüber hinaus spalten sich sehr schwere Atomkerne ohne äußeren Anlaß von selbst, so wie z. B. ein Radiumkern ein α-Teilchen aussendet. Die „spontane" Spaltung, die natürlich auch Neutronen liefert, ist beim Uran allerdings äußerst selten. Bei Uran 238 spalten pro Kilogramm und Sekunde 6 bis 8 Kerne spontan; die gleiche Menge Uran, das, wie wir wissen, eine natürliche, wenn auch schwache Radioaktivität besitzt, sendet in der gleichen Zeit etwa eine Million mal soviel α-Teilchen aus.

Ist eine Kettenreaktion im Natururan möglich?

Für die Praxis ist folgende Frage wichtig: Muß man zur Einleitung einer Kettenreaktion unbedingt reines Uran 235 verwenden, das in der Natur nicht vorkommt und nur durch aufwendige Verfahren aus dem Natururan gewonnen werden kann, oder ist auch Natururan dazu brauchbar, das ja nur zu 0,7% aus Uran 235 besteht? Das läuft auf die Frage hinaus, ob der „Vermehrungsfaktor" der Neutronen größer als 1 werden kann, wenn man kein reines Uran 235 benutzt; denn nur wenn aus jeder Uranspaltung immer wieder mindestens ein Neutron für eine weitere Spaltung zur Verfügung steht, kann ja die Kettenreaktion weiterlaufen.

Zur Beantwortung dieser Frage müssen wir noch weitere Einzelheiten über das Verhalten der beiden Uranisotope 238 und 235 den Neutronen gegenüber kennenlernen. Wir wissen, daß die Energie von langsamen Neutronen zur Spaltung von Kernen von Uran 238 nicht ausreicht. Diese Kerne haben aber darüber hinaus, wie wir auch bereits erfahren haben, die Eigenschaft, Neutronen mit Vorliebe einzufangen und diese so der weiteren Spaltung zu entziehen.

Wirkungsquerschnitt

Zum besseren Verständnis der Vorgänge bei Kernprozessen hat man als Hilfsbegriff den Wirkungsquerschnitt eingeführt. Der Wirkungsquerschnitt ist ein Maß für die Wahrscheinlichkeit, daß ein bestimmter Kernprozeß eintritt. Nach den Vorstellungen der Mechanik kann ein Neutron mit einem Atomkern nur zusammenstoßen, wenn

[7] Zahlenbeispiel: Eine Kugel von 5 cm Radius hat ein Volumen von 524 cm^3 und eine Oberfläche von 314 cm^2; eine Kugel vom doppelten Radius, also von 10 cm, hat ein Volumen von 4189 cm^3 und eine Oberfläche von 1257 cm^2.

es die Fläche des geometrischen Querschnitts des Kerns trifft. Da aber die wechselseitigen Kräftebeeinflussungen zwischen Kern und Neutron sich nicht auf den geometrischen Querschnitt des Atomkerns beschränken, sondern in einem bestimmten Bereich um den Kern herum wirksam werden, kann man sich für jeden solchen Kernprozeß, also z. B. den einer Spaltung, anschaulich den Wirkungsbereich dieser Kräfte durch ein kleines „Zielscheibchen" ersetzt denken. Dies ist der Wirkungsquerschnitt des Kerns für eine Wechselwirkung mit dem Neutron; nur wenn das Neutron die Fläche dieses Scheibchens durchfliegt, kommt es zu einer Wechselwirkung, also zu einer Kernreaktion, z. B. einer Kernspaltung. Der geometrische Querschnitt des Kerns ist von der Größenordnung 10^{-24} cm^2, (Kerndurchmesser 10^{-12} cm). Der definierte Wirkungsquerschnitt ist nicht identisch mit der Größe des geometrischen Querschnitts des Kerns. Er wird in Einheiten von 10^{-24} cm^2 gemessen; diese Einheit trägt die Bezeichnung barn[8]. Die Wirkungsquerschnitte für Neutronen können bis zu einem Millionstel barn abnehmen, aber auch Werte von mehr als einer Million barn erreichen. Ein hoher Wert des Wirkungsquerschnittes besagt, daß Neutronen, die in einer gewissen Entfernung am Kern vorbeifliegen, durchaus noch in Wechselwirkung mit dem betreffenden Atomkern zu treten vermögen.

Streuung von Neutronen

Die hauptsächlichen Wechselwirkungen zwischen Atomkernen und Neutronen sind Spaltung, Einfang (Absorption) und Streuung. Von den beiden ersten haben wir gesprochen. Wird ein Neutron von einem Kern „gestreut", so wird es aus seiner Bahn abgelenkt und gibt dabei mehr oder weniger große Mengen Energie an den Kern ab. Es gibt mancherlei Streuungsvorgänge in der Physik, z. B. die Reflexion einer bewegten Billardkugel an einer ruhenden; erstere wird von der abstoßenden elastischen Kraft aus der Bahn gelenkt, überträgt einen Teil ihrer Bewegungsenergie auf die ruhende Kugel und rollt mit verminderter Geschwindigkeit weiter. Sie verliert dabei umso mehr Energie, je mehr sich die Massen von gestoßener und

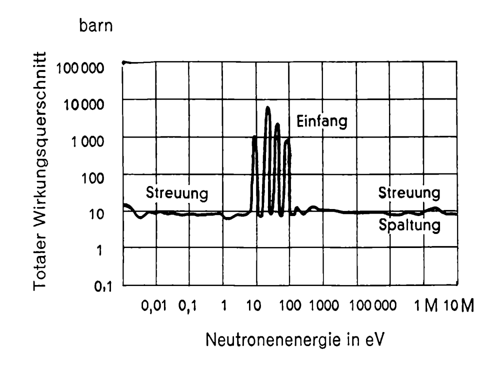


Abb. 3

Schematische Darstellung des Verlaufes des totalen Wirkungsquerschnittes von Uran 238 in Abhängigkeit von der Neutronenenergie (logarithmischer Maßstab).

---

[8] barn (engl.) bedeutet Tor, Scheunentür.

stoßender Kugel ähneln. Eine „Streuung" bei anziehenden Kräften bewirken z. B. die Gravitationskräfte, sie sind im Gegensatz zu den Kernkräften sehr weitreichend. Ein Komet wird im Anziehungsbereich der Sonne aus seiner Bahn abgelenkt, auch das ist ein Fall von „Streuung".

Für jeden der drei oben angeführten Fälle von Wechselwirkungen gibt es gesonderte Werte für die Wirkungsquerschnitte; dabei ist zu beachten, daß diese nicht nur bei den einzelnen Elementen verschieden groß sind, sondern daß ihre Größe auch von der Geschwindigkeit (Energie) der Neutronen abhängt. Alle diese Wechselwirkungen zusammengenommen, ergeben den „totalen" Wirkungsquerschnitt.

Resonanzeinfang bei Uran 238

Aus dem Kurvenverlauf der Abb. 3 erkennt man, daß Uran 238 eine besondere Neigung zeigt, Neutronen mit bestimmten mittleren Energien (Geschwindigkeiten) zwischen 5 und 100 eV einzufangen, zu absorbieren. Wie wir bereits wissen (S. 12), entsteht dann über die Zwischenstation Neptunium das Element Plutonium. Man sagt, daß bei der betreffenden Neutronenenergie für den Einfang Resonanz vorliegt, der Wirkungsquerschnitt hat für diese Geschwindigkeit eine Resonanzstelle.

Kontrollierte Kettenreaktion im Reaktor

Jetzt kennen wir die physikalischen Grundbegriffe soweit, daß wir die Vorgänge im Kernreaktor im einzelnen verfolgen können. Der Reaktor ist eine Anordnung, in dem eine Kettenreaktion kontrolliert abläuft, das heißt also eine Kettenreaktion, die weder alle Grenzen überschreitet noch an Neutronenmangel zum Erliegen kommt. Der Vermehrungsfaktor der Neutronen muß mindestens gleich oder besser ein wenig

Vermehrungsfaktor

größer als 1 sein, das heißt für die weiteren Spaltungen muß im Durchschnitt immer wieder ein wenig mehr als ein Neutron zur Verfügung stehen. Diese Zahl darf in der Praxis 1,0075 nicht überschreiten, 0,75 % ist also der höchstzulässige Wert für den Neutronenüberschuß, anderenfalls ist der Reaktor nicht mehr regelbar, d. h. die Neutronenproduktion und damit die Energieerzeugung wachsen so schnell, daß der Reaktor „durchgeht". Beim Uran 235 entstehen im Mittel 2,46 Neutronen je Spaltprozeß, bei Plutonium sind es 2,88 und bei Uran 233 im Mittel 2,57 Neutronen. Das Schicksal dieser entstehenden Neutronen bestimmt zugleich das des Reaktors. Er kann aber nicht explodieren wie eine Atombombe, selbst wenn er „durchgeht"; eine solche Explosion ist nur in reinem Uran 235 oder Plutonium 239 möglich. Im Reaktor wird Natururan oder, wie wir gleich sehen werden, Uran benutzt, das über seinen natürlichen Gehalt an Uran 235 (0,7%) hinaus angereichert ist. Hier kann keine Kernexplosion entstehen, selbst wenn die Neutronenproduktion außer Kontrolle gerät; die dann entstehende sehr große Wärmemenge kann den Reaktorkern durch Zusammenschmelzen vernichten und bei einem flüssigen Kühlmittel zu einer Überhitzungsexplosion führen.

Im Natururan werden Neutronen besonders durch das zu 99,3% darin enthaltene Uran 238 vorwiegend an der Resonanzstelle eingefangen; weitere Neutronen werden von den übrigen Materialien der Reaktoranlage absorbiert, und schließlich gehen noch Neutronen in den Außenraum verloren. Es hat sich gezeigt, daß selbst in einer beliebig großen Menge von Natururan keine Kettenreaktion zustande kommt, der Vermehrungsfaktor der Neutronen also unter dem Wert 1 bleibt. Um doch zum Ziel zu kommen, kann man prinzipiell zwei Wege einschlagen:

1. Man vergrößert den Anteil an Uran 235 im Natururan und erhält dadurch mehr Spaltungen und gleichzeitig mehr Neutronen. Man spricht kurz von „angereichertem Uran". Dazu muß man die beiden Uranisotopen voneinander trennen; ein solcher Trennprozeß kann, da die Isotopen eines Elements sich nur durch das Atomgewicht, chemisch dagegen in keiner Weise unterscheiden, nicht mit chemischen, sondern nur mit physikalischen Methoden vorgenommen werden, z. B. durch Diffusion durch eine poröse Wand oder durch Zentrifugieren. Dies erfordert einen außerordentlich großen Aufwand an Energie und wird deshalb sehr teuer. Derartige Trennanlagen gibt es bisher nur in den USA und der Sowjetunion sowie eine kleine in Großbritannien; Frankreich baut z. Zt. eine große Isotopentrennanlage in Pierrelatte im Rhônetal.

Anreicherung an Uran 235

2. Die „Gefahr", die den Neutronen durch Absorption von Uran 238-Kernen droht, läßt sich dadurch vermindern, daß man die bei der Spaltung entstehenden „schnellen" Neutronen so schnell wie möglich abbremst. Wenn die Energie so klein geworden ist, daß sie — vergleiche Abb. 3 — unterhalb der Stelle des Resonanzeinfanges liegt, sind die Uran 238-Kerne „ungefährlich" für die nun langsamen („thermischen") Neutronen. Die Geschwindigkeit der Neutronen vermindert man durch elastische Zusammenstöße (Streuungen) an den Kernen von geeignetem Material, das man dem Uran beigibt. Das bringt einen weiteren großen Vorteil: in dem Bereich der langsamen Neutronen werden, wie man aus Abb. 4 ablesen kann, Spaltungen von Uran 235-Kernen bevorzugt; ihr Wirkungsquerschnitt ist in diesem Bereich besonders groß. Das ist ja gerade, was wir erreichen wollen: bevorzugte Spaltungen von Uran 235-Kernen.

Änderung der Neutronenenergie

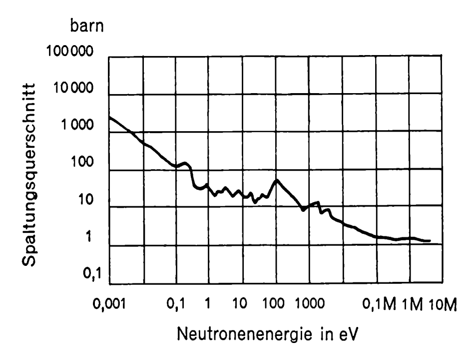


Abb. 4 Schematische Darstellung des Verlaufes des Spaltungsquerschnittes von Uran 235 in Abhängigkeit von der Neutronengeschwindigkeit (Energie) im logarithmischen Maßstab. Beachte: Der Spaltungsquerschnitt ist für kleine Neutronenenergien groß.

Moderator

Stoffe, die man dem Reaktor beigeben kann, um die Geschwindigkeit der Neutronen mit möglichst wenig elastischen Zusammenstößen abzubremsen, bevor sie nämlich von Uran 238-Kernen eingefangen werden, heißen Moderatoren („Bremsmittel"). Ein guter Moderator muß folgende Eigenschaften haben: er darf praktisch keine oder nur sehr wenige Neutronen einfangen, dafür soll er aber infolge seines

geringen Atomgewichtes durch wenige elastische Zusammenstöße die Neutronenenergie sehr schnell unter den gefährlichen Resonanzbereich von Uran 238 ermäßigen. Dazu eignen sich schweres Wasser, Graphit und Beryllium, auch leichtes Wasser.

Wasserstoffkerne — also Protonen — sind, obwohl sehr leicht, deshalb nicht so gut als Moderator brauchbar, weil ihr Einfangquerschnitt für Neutronen relativ groß ist. Gewöhnliches Wasser wird dann als Moderator verwendet, wenn der Überschuß an Neutronen erheblich ist, z. B. bei Uran, das mit Uran 235 angereichert ist. Schweres Wasser (D_2O) ist ein sehr guter, aber teurer Moderator; Kohlenstoff in Form von Graphit findet vielfach Verwendung, er ist zwar etwas weniger wirksam als schweres Wasser, aber billiger. Voraussetzung für eine Verwendung im Reaktor ist die absolute Reinheit des Materials. Tabelle 5 gibt die Zahl der Zusammenstöße, die ein Spaltungsneutron erleiden muß, um seine Energie von 1,75 MeV auf die thermische Energie von 0,025 eV herabzumindern. Ferner sind in Tabelle 5 die Einfangquer-

Tabelle 5:

Vergleich verschiedener Moderatoren

Moderator	Wasserstoff $^{1}_{1}H$	Schwerer Wasserstoff $^{2}_{1}H$ (D)	Beryllium $^{9}_{4}Be$	Kohlenstoff (Graphit) $^{12}_{6}C$	Uran $^{238}_{92}U$
Zahl der Zusammenstöße zur Energieverminderung von 1,75 MeV auf 0,025 eV	18	25	86	114	2172
Einfangquerschnitt für thermische Neutronen (in barn)	0,325	0,0008	0,0085	0,005	2,8

schnitte für thermische Neutronen angegeben. Hier zeigen sich aufs Neue die hervorragende Eignung des schweren Wassers als Bremsmittel, die Brauchbarkeit von Graphit und die Nachteile bei der Verwendung von gewöhnlichem Wasser. Unter der Annahme, daß die Kerne des Urans und des Moderators gleichmäßig verteilt sind (homogene Mischung), spielt für den Wirkungsgrad des Moderators das Verhältnis der Anzahl der Kerne von Uran 238 zu der Zahl der Moderatorkerne eine Rolle. Es gibt ein gewisses optimales Verhältnis, für das der Vermehrungsfaktor k der Neutronen einen maximalen Wert erreicht. In Tabelle 6 sind für die günstigsten homogenen Mischungen von natürlichem Uran mit verschiedenen Bremssubstanzen die Maximalwerte von k, die erreichbar sind, angegeben. Daraus ist zu entnehmen, daß in natürlichem Uran in Verbindung mit einem Moderator eine Kettenreaktion nur dann möglich ist, wenn schweres Wasser als Moderator verwendet wird. Selbst Graphit reicht im Fall einer homogenen Durchmischung nicht aus. Homogen nennt man einen Reaktor, bei dem Uran — oder allgemein der Kernbrennstoff des Reaktors — mit dem Moderator vermischt ist.

Homogener Reaktor

Tabelle 6:

Maximaler Wert für den Vermehrungsfaktor k bei optimalen homogenen Mischungen von Natururan und Moderator

Moderator	k
Wasser (H_2O)	0,62
Beryllium (Be)	0,66
Graphit (C)	0,84
Schweres Wasser (D_2O)	1,33

Heterogener Reaktor

Der Einfluß des schädlichen Resonanzeinfangs von Uran 238 (S. 16) verringert sich, wenn das Uran in Form von Stäben, Blöcken oder als Gitter angeordnet ist und vom Moderator umgeben wird. Eine solche Anordnung heißt ein heterogener Reaktor. Der erste Reaktor, der von E. Fermi mit Graphit als Moderator und Natururan als Kernbrennstoff im Jahre 1942 in Chicago gebaut wurde, war heterogen. Der Vermehrungsfaktor lag nur wenig über eins. Ein solcher Graphitreaktor ist erheblich größer als ein mit D_2O moderierter oder gar als ein Reaktor, dessen Kernbrennstoff mit Uran 235 angereichert ist. Für einen mit Graphit moderierten Reaktor braucht man etwa 30 Tonnen Natururan, damit er „kritisch" wird, während man bei einem Schwerwasser-Reaktor bereits mit etwa 3 Tonnen natürlichem Uran auskommt und bei angereichertem Uran 235 sogar einige Kilogramm genügen können.

Neutronenreflektor

Eine weitere Möglichkeit zur Verbesserung der Neutronenbilanz bietet die Verwendung eines Neutronenreflektors, etwa aus Graphit, schwerem Wasser oder Beryllium. Er hat die Aufgabe, die Neutronen, die aus der Oberfläche des Reaktorkerns (engl. core) austreten, zurückzuwerfen. Durch die Verwendung eines Reflektors ist es auch möglich, die Größe der kritischen Masse (vgl. S. 14) bei Atombomben erheblich herabzusetzen.

Kontrollstäbe

Um die Kettenreaktion im Reaktor unter Kontrolle halten zu können, braucht man Reguliereinrichtungen, die sie im stationären Betrieb auf den Vermehrungsfaktor k = 1 einstellen. Dazu benutzt man Stäbe aus Cadmium oder Borstahl, die wegen ihrer großen Einfangquerschnitte besonders starke Neutronenschlucker sind. Durch mehr oder weniger tiefes Einschieben der Kontrollstäbe in das Reaktorinnere wird die Stärke des Neutronenflusses gesteuert, bei völligem Einführen kommt die Kettenreaktion zum Erliegen; der Reaktor ist abgestellt. Im Falle der Gefahr geschieht die Auslösung automatisch. Bei dem äußerst raschen Ablauf der Kettenreaktion in Millionstel Sekunden würde sich jedoch eine solche Art der Regelung des Neutronenflusses als viel zu träge erweisen. Bis die Kontrollstäbe das Innere des Reaktors erreicht haben, wäre er bereits „durchgegangen" (S. 16). Der Verlauf des Spaltvorganges selbst kommt aber dem Reaktorkonstrukteur zu Hilfe. Die bei der Spaltung von Urankernen entstehenden Spaltprodukte sind zum größten Teil hochradioaktiv und senden außer den α-, β- und γ-Strahlen auch nach der Spaltung noch Neutronen aus. Diese Neutronen werden von den Spaltprodukten nicht „prompt", sondern mit einer gewissen Ver-

Verzögerte Neutronen

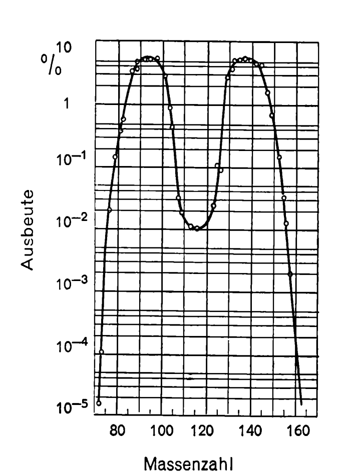
zögerung von durchschnittlich etwa 10 bis 20 Sekunden ausgeschleudert. Sie machen bei Uran 235 etwa 0,75% der bei der Kernspaltung emittierten Neutronen aus. Der Vermehrungsfaktor liegt aber nur wenig über eins, so daß auch die „verzögerten" Neutronen noch für den letzten Anstoß beim Kritischwerden des Reaktors notwendig sind. Aus diesem Grunde wirkt sich eine momentane Verstärkung der Kettenreaktion erst im Laufe dieser Verzögerungsfrist aus. Diese Verzögerungszeit reicht dann aus, um die automatischen Steuerungsorgane in Tätigkeit zu setzen.

Spaltprodukte Bei der Uranspaltung entsteht eine große Zahl verschiedener radioaktiver Isotope. Die Vielzahl rührt daher, daß die Urankerne sich auf mannigfache Weise spalten und sich somit viele verschiedene neue Atomkerne bilden. Diese hochradioaktiven Atomkerne sind der Ausgang einer mehr oder minder langen Kette von Zerfallsprodukten. Ein Zerfall in völlig gleiche Teile ist verhältnismäßig selten. Besonders häufig sind die Spaltprodukte mit Massenzahlen um 90 bis 95 — das bekannteste ist Strontium 90 —, ein zweites Maximum gruppiert sich um die Massenzahl 140 (Barium 140, Caesium 137) (Abb. 5).

Abb. 5

Prozentuale Häufigkeit der Spaltprodukte von Uran 235 in Abhängigkeit von ihrer Massenzahl

(Ausbeute in logarithmischem Maßstab)



„Atommüll" Die Brennstoffelemente werden erneuert, wenn soviel Uran gespalten ist und sich soviel Spaltprodukte gebildet haben, daß die Neutronenproduktion nachläßt. Die entstehenden Spaltprodukte — bekannt auch unter dem Namen „Atommüll" — sind für die „Reaktivität" des Reaktors schädlich, weil besonders einige von ihnen die unangenehme Eigenschaft haben, die Spaltneutronen wegzufangen, d. h. also, sie besitzen einen großen Wirkungsquerschnitt für die Absorption von Neutronen. Ein besonders starkes „Neutronengift" ist das Xenon 135 mit einem Einfangquerschnitt von 3500000 barn.

Prinzipskizze Abb. 6 zeigt die wesentlichen Teile eines Reaktors: die Brennstoffstäbe, den Moderator, die Kühlflüssigkeit — letztere leitet die entstehende Wärme ab — und die Strahlenabschirmung.

Aufbau eines Reaktors (Prinzip)

Abb. 6 stellt einen heterogenen Reaktor dar, d. h. also einen Reaktor, bei dem Brennstoff und Moderator voneinander getrennt angeordnet sind. Der Brennstoff befindet sich in sogenannten Brennstoffelementen, das sind Stäbe aus natürlichem oder angereichertem Uran oder auch Uranoxyd, die von gasdicht abschließenden Metallhülsen, auch Canning[9] genannt, umgeben sind. Dadurch werden die entstehenden

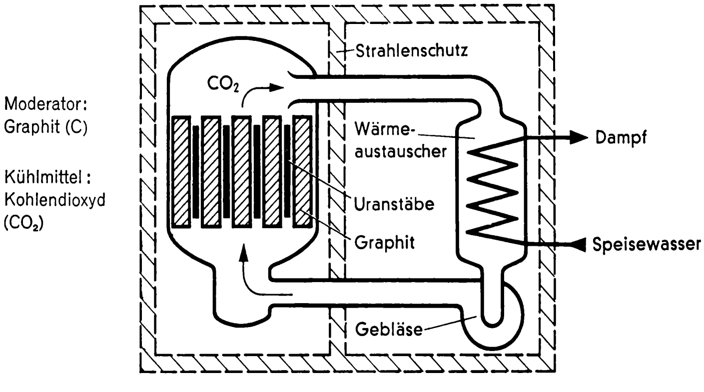


Abb. 6 Prinzipskizze eines heterogenen Reaktors

hochradioaktiven Spaltprodukte zurückgehalten. Die in den Brennstoffelementen entstehende Wärmeenergie wird durch Kühlmittel abgeleitet.

Je nach der Wahl der Hauptbestimmungsstücke eines Reaktors, die von seiner Verwendung und technischen Zweckmäßigkeiten abhängt, ergibt sich eine große Zahl von verschiedenen Reaktortypen. Tabelle 7 gibt eine Übersicht über die wichtigsten möglichen Bestimmungsstücke eines Reaktors. Die Entscheidung darüber, welche der vielen möglichen Kombinationen sich als brauchbare Reaktortypen in der Praxis auf die Dauer durchsetzen werden, muß der weiteren technischen Entwicklung und einer längeren Anlaufs- und Versuchszeit überlassen bleiben. Einige Typen, die sich bereits bewährt haben, werden kurz besprochen.

Aufgaben des Reaktors

Die Hauptverwendungszwecke für Reaktoren sind:

1. Energieerzeugung durch „Leistungsreaktoren" in Verbindung mit Kraftwerken oder zum Antrieb von Schiffen;
2. Produktion von Plutonium; vielfach werden 1. und 2. miteinander verbunden; die englischen Reaktoren in Calder Hall und die französischen in Marcoule sind solche Zwei-Zwecke-Reaktoren;
3. „Brüten" von Uran 238 oder Thorium 232 zur Gewinnung von neuem spaltbarem Material (Plutonium 239 bzw. Uran 233);
4. Produktion von radioaktiven Isotopen;
5. Forschung („Forschungsreaktoren").

---

[9] Canning = gebräuchliche englische Bezeichnung für die Hülle fester Brennstoffelemente.

Tabelle 7:

Übersicht über die verschiedenen Reaktorkombinationen

Zweck	Leistung Produktion von Brennstoff durch Brüten: ^{239}Pu aus ^{238}U und von ^{233}U aus ^{232}Th Forschung		
Neutronen-energie	thermische Neutronen (bis 0,05 eV), intermediäre Neutronen 0,05 bis einige 10^3 eV (z. B. Atom-U-Boot „Nautilus"), schnelle Neutronen über 10^4 eV ohne Moderator („schnelle" Reaktoren z. B. in Dounreay, Großbritannien).		
Spaltstoff (Kernbrennstoff)	Natururan Uran mit ^{235}U angereichert ^{239}Pu (erbrütet aus ^{238}U) ^{233}U (erbrütet aus ^{232}Th)		
Komposition	heterogen		
	homogen	Brennstoff als	Lösung Suspension Legierung Schmelze
Moderator	Schweres Wasser (D_2O) Graphit (C) Wasser (H_2O) Beryllium (Be); Berylliumoxyd (BeO) Organische Stoffe		
Kühlung	Gase	Luft Kohlendioxyd Helium	
	Flüssigkeiten	Wasser (H_2O) Schweres Wasser (D_2O) Natrium (Na) Natrium-Kalium (Na-K) Quecksilber (Hg) Organische Flüssigkeiten	
Leistung	klein mittel groß		
Form des Reaktorkerns	Zylinder Kugel Würfel		

Bei den Leistungsreaktoren wird die entstehende Wärme durch ein Kühlmittel über einen Wärmetauscher (Abb. 6) abgeleitet; in ihm wird Dampf erzeugt, der Turbinen antreibt, die mit elektrischen Generatoren verbunden sind. In diesen „Atomkraftwerken" oder auch „Kernkraftwerken" ist der Reaktor gleichsam der „Ofen" der Anlage; in Fortführung dieses Vergleichs läßt sich das Uran als Brennstoff bezeichnen, während die Neutronen die Rolle des notwendigen „Sauerstoffs" für diese „Verbrennung" (Spaltung) übernehmen. **Leistungsreaktor** **Atomkraftwerk**

Als Kühlmittel, d. h. als Wärmeträger für den Abtransport der im Reaktor erzeugten Wärme, werden verwendet: **Kühlmittel**

Gase: Kohlendioxyd, Luft, Helium;

Flüssigkeiten: Wasser, schweres Wasser, organische Flüssigkeiten (z. B. Diphenyl), flüssige Metalle, wie Natrium, Kalium, Wismut oder auch Legierungen aus diesen Metallen, die selbst bei Zimmertemperatur noch flüssig bleiben.

Bei Gaskühlung werden starke Gebläse benötigt, um das Gas in Umlauf zu setzen. Zur Verbesserung der Wärmeübertragung vom Brennelement an das Gas setzt man den Kreislauf des Kühlgases unter erhöhten Druck, dadurch verkleinert sich das zu fördernde Gasvolumen.

Die in Abb. 6 wiedergegebene Prinzipskizze für den Aufbau eines Reaktors stellt einen bewährten Leistungsreaktortyp dar: Es ist ein gasgekühlter, graphitmoderierter Reaktor, der Natururan als Brennstoff verwendet. Das große Leistungsreaktorprogramm der Engländer basiert auf diesem Typ; der erste wurde im Jahre 1956 in Calder Hall kritisch. **Gasgekühlter, graphitmoderierter Natururan-Reaktor**

Ein zweiter, vielfältig erprobter Typ ist der Druckwasserreaktor (Abb. 7); er verwendet gewöhnliches Wasser als Kühlung und Moderator, als Brennstoff angereichertes Uran. Da Wasserdampf die Wärmeableitung verschlechtert, setzt man, um das Sieden des Wassers zu verhindern, den Kühlkreislauf unter Druck. Dieser Druck muß hohe Werte annehmen, weil man, um einen guten Wirkungsgrad der Anlage zu erreichen, möglichst hohe Kühlmitteltemperaturen braucht. **Druckwasserreaktor**

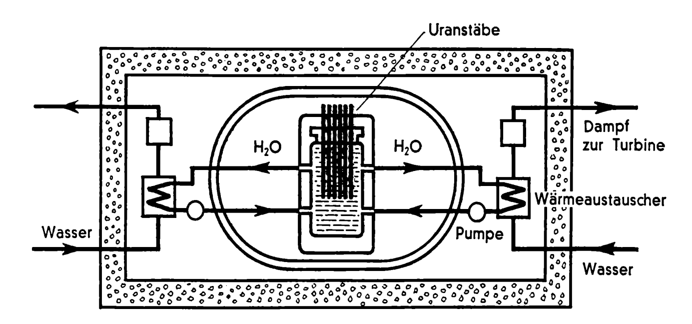


Abb. 7

Druckwasserreaktor mit Wasser (H_2O) als Moderator und Kühlmittel (Prinzipskizze)

Beim Druckwasserreaktor des ersten amerikanischen Atomkraftwerkes in Shippingport betragen die Kühlmitteltemperatur 298 °C und der Arbeitsdruck 140 at. Der Druckwasserreaktor hat sich wegen seiner kompakten Bauweise und seiner Betriebssicherheit besonders für Schiffsantriebe bewährt. Die Atomunterseeboote der USA sind ausschließlich mit Druckwasserreaktoren ausgerüstet, ebenfalls das erste amerikanische „Atom"-Handelsschiff, die „Savannah", und der sowjetische Eisbrecher „Lenin".

Siedewasserreaktor Der Siedewasserreaktor ist ebenfalls ein wassergekühlter Reaktor, bei ihm kommt aber das Wasser zum Sieden; der entstehende Wasserdampf wird direkt in die Turbine geleitet. Da der Dampf radioaktiv ist, darf er nicht aus dem Turbinenkreislauf entweichen. Die Turbine selbst befindet sich innerhalb der Strahlenabschirmung. Allerdings handelt es sich überwiegend um relativ kurzlebige Radioaktivität. Wichtig ist eine zuverlässige Dichtung der Brennstoffhülsen gegen das sie umspülende Wasser. Das erste Versuchsatomkraftwerk in der Bundesrepublik in Kahl/Main hat einen Siedewasserreaktor (S. 54). Das in Bayern, nahe Ulm in Bau befindliche große Atomkraftwerk in Gundremmingen (S. 59) mit einer elektrischen Nettoleistung von 237 MW wird ebenfalls mit einem Siedewasserreaktor ausgerüstet.

Wassergekühlte Reaktoren sind in ihren Abmessungen kleiner als gasgekühlte. Die Kühlung mit flüssigen Metallen (vorwiegend Natrium) bietet den Vorteil, daß höhere Temperaturen ohne die Verwendung von höheren Drucken möglich sind. Die Benutzung von flüssigen Metallen begegnet allerdings noch mancherlei materialtechnischen Schwierigkeiten, besonders solchen der Korrosion. In der Entwicklung und Erprobung befinden sich Leistungsreaktoren, die organische Flüssigkeiten als Moderator und Kühlmittel verwenden.

Forschungsreaktor Im Atomprogramm der Bundesrepublik standen bisher Forschungsreaktoren an erster Stelle, sie werden in Tabelle 8 dieser Broschüre (S. 62) im einzelnen aufgeführt. Forschungsreaktoren sind ein Hilfsmittel der Kernforschung, sie dienen der Ausbildung und sind gleichzeitig die erste Station auf dem Wege in die Kerntechnik. Es gibt Forschungsreaktoren der verschiedensten Typen und Größen.

Die kleinsten mit Wärmeleistungen von wenigen Watt dienen ausschließlich Lehr- und Anlernzwecken; Versuchsreaktoren mit Leistungen von etwa 10 Kilowatt haben den Vorteil, sich bereits als Forschungsgerät zu eignen, ohne sehr aufwendig zu sein; sie bedürfen nur geringer Schutzmaßnahmen. Bei Forschungsreaktoren kommt es nicht auf die erzeugte Wärmeenergie an; man ist im Gegenteil bestrebt, bei niedrigen Temperaturen zu arbeiten, weil man die Wärme als „lästige Beigabe" abführen muß. Eine wichtige Bedingung

Neutronenfluß für einen Forschungsreaktor ist ein starker Fluß von schnellen wie auch langsamen (thermischen) Neutronen. Der Neutronenfluß ist definiert als die Zahl der Neutronen, die in einer Sekunde durch eine Fläche von 1 cm^2 hindurchtreten; der Fluß thermischer Neutronen in normalen Forschungsreaktoren erreicht Werte bis zu 10^{13} Neutronen pro cm^2 und sec (geschrieben: 10^{13} n/cm^2 sec).

Die Forderungen nach hohem Neutronenfluß und geringer Leistung widersprechen sich, denn nur Reaktoren mit großen Leistungen haben

Reaktor als Experimentiergerät einen hohen Neutronenfluß. Der Reaktorbauer muß einen Kompromiß suchen, besonders wenn er auch noch das Verlangen des Experimentators nach einem möglichst großen Reaktorvolumen erfüllen

soll, das zur Neutronenbestrahlung auch für größere Objekte brauchbar ist. Der Forschungsreaktor dient als intensive Neutronenquelle der Bestimmung von Wirkungsquerschnitten, von Bremslängen und Diffusionslängen von Neutronen in Materialien, die im Reaktorbau Verwendung finden. Die sogenannte Neutronenphysik, z. B. Untersuchungen über Neutronenbeugung, ist ohne Reaktor kaum denkbar, wie er auch als Hilfsmittel für die Festkörperphysik unentbehrlich geworden ist. Nicht zuletzt müssen Untersuchungen über die chemischen und biologischen Wirkungen von Neutronen und anderen radioaktiven Strahlungen auf Materialien der verschiedensten Art erwähnt werden. Weiter werden mit der im Reaktor erzeugten Strahlung radioaktive Isotope in großem Umfang gewonnen. Zur Ausführung dieser Versuche werden durch die Abschirmung des Reaktors sogenannte Experimentierkanäle und Strahlrohre geführt, die den Neutronen- und den Gammastrahlen ungehindert Austritt gestatten.

Isotopenproduktion

Im folgenden werden Forschungsreaktoren kurz behandelt, die in der Bundesrepublik in Betrieb bzw. im Bau sind. Aus der Übersicht in Tabelle 8 (Seite 62) ist zu ersehen, daß es sich um vier Haupttypen handelt: den Water Boiler[10], den Swimming Pool[11], einen Reaktor (Dido[12]) mit Schwerwasser (D_2O) und einen Reaktor (FR 2 Karlsruhe) auf der Basis von Natururan, der mit schwerem Wasser als Moderator arbeitet.

Water Boiler

Der Water Boiler ist ein homogener Reaktor, dessen „Herz" (core) — ein kugelförmiger Kessel aus rostfreiem Stahl von nur etwa 30 cm Durchmesser — mit einer wäßrigen mit Uran 235 angereicherten Uransalzlösung gefüllt ist. Die erzeugte Wärme wird bei kleinen Typen durch Wasser abgeführt, das Kühlschlangen im Innern des kugelförmigen core durchströmt. Die wäßrige Lösung des Brennstoffs ist zugleich Bremssubstanz (Moderator). Der Reaktorkessel ist von einem Graphitmantel umgeben, der als Neutronenreflektor wirkt. Homogene Reaktoren haben den Vorteil, daß sie keine Brennstoffelemente besitzen; die Brennstofflösung wird bei einer bestimmten Menge kritisch, d. h. die Kettenreaktion setzt ein. Die Brennstofflösung wird über ein Vorratsgerät und ein Überlaufsystem in ihrer Menge jederzeit nicht nur reguliert, sondern auch erneuert. Die normale Betriebstemperatur des Water Boiler liegt bei einer Leistung von 50 kW bei 80 °C. Er trägt also seinen Namen eigentlich zu Unrecht, da die Flüssigkeit gar nicht siedet. Diesen hat er wegen des Geräusches erhalten, das die durch die radiolytische Zersetzung des Wassers entstehenden Gasblasen verursachen; es hört sich an, als ob die Flüssigkeit im Reaktor „kocht".

Im Fall der Überhitzung, d. h. also der Verdampfung der Uranlösung im Kessel, schlägt sich der Dampf im kühleren oberen Teil des Überlaufs nieder, bzw. es wird Reaktorflüssigkeit in den Überlauf übertreten. Durch die so bewirkte Verminderung der Menge an Uranlösung im Core bleibt der Reaktor nicht kritisch, und die Gefahr der Überhitzung ist beseitigt. Der Water Boiler-Reaktor befindet sich in einem gasdicht abgeschlossenen Gebäude, dessen Innenraum ständig auf Unterdruck gehalten wird, um ein Austreten von möglicherweise radioaktiven Gasen in den Außenraum zu verhindern.

Die deutschen Bezeichnungen sind [10] Wasserkocher- bzw [11] Schwimmbadreaktor.
[12] Dido bedeutet: D_2O = D — D — O, englisch ausgesprochen.

Swimming Pool-Reaktor

Die Übersichtlichkeit seiner Anordnung macht den Swimming Pool-Reaktor besonders geeignet für Versuchs- und Forschungszwecke. Die Forschungsreaktoren in München, Hamburg und einer der beiden in Nordrhein-Westfalen (MERLIN) sind Swimming Pool-Reaktoren; auch der in der Nähe von Dresden im Betrieb befindliche Reaktor ist ein dem Swimming Pool-Reaktor ähnlicher Tank-Reaktor. Swimming Pool-Reaktoren sind heterogene Reaktoren; die Brennstoffelemente aus angereichertem Uran, umschlossen von einem Aluminiummantel, tauchen, an einer fahrbaren Brücke befestigt, in ein großes über sieben Meter tiefes Wasserbecken, das dem Reaktor seinen Namen gegeben hat. Das Wasser übernimmt hier eine vier-

Vier Aufgaben des Wassers

fache Funktion: es dient als Moderator, als Reflektor, als Kühlmittel und zugleich als Strahlenschutz. Für Swimming Pool-Reaktoren, deren Leistung 100 kW nicht übersteigt, ist eine besondere Kühlanlage nicht notwendig; für größere Leistungen und hohen Neutronenfluß sind Kühlsystem und ein besonderer Strahlenschutz nicht zu umgehen. Ein Strahlenschutz ist insbesondere gegen das im Wasser durch Neutronenstrahlung entstehende Stickstoffisotop ^{16}N erforderlich; dieser radioaktive Stickstoff hat allerdings eine Halbwertszeit von nur 8 sec, so daß das Wasser nach etwa zehnmal 8 sec, also nach rund einer Minute, seine Radioaktivität praktisch wieder verloren hat. Man bringt deshalb das Kühlwasser, das durch den Reaktor hindurchgepumpt wurde, in einen ebenfalls strahlenabgeschirmten Tank und läßt es dort etwa eine Viertelstunde. Das Wasser im „Swimming Pool" selbst bedarf der größten Reinheit; es muß destilliert und entmineralisiert sein, weil sonst die Gefahr besteht, daß gelöste oder suspendierte Verunreinigungen des Kühlwassers durch die Neutronenbestrahlung zur Bildung von radioaktiven Produkten führen. Beachtung verdient bei Vorhandensein von Kochsalz im Wasser die Bildung von radioaktivem Natrium 24 mit einer Halbwertszeit von 15 Stunden.

Strahlenschutz

Die Verwendung der Kernenergie setzt einen wirksamen Strahlenschutz voraus. Die von den radioaktiven Spaltprodukten ausgehende Strahlung ruft ihrer ionisierenden Wirkung wegen biologische Schäden hervor. Eine wesentliche Schwierigkeit für einen wirksamen und vernünftigen Strahlenschutz liegt in der Unsicherheit über die Größe der Strahlendosis, die dem Menschen zugemutet werden kann, ohne seine eigene Gesundheit oder die der nachfolgenden Generationen zu gefährden. Abgesehen von den Ergebnissen zahlreicher Tierexperimente, deren Übertragung auf die Humanbiologie nur in gewissen Grenzen möglich ist, liegen Erfahrungen über gesundheitliche Schäden nur bei Menschen vor, die jahrelang mit radioaktiven Stoffen arbeiteten oder die durch Katastrophen plötzlich von sehr starker Strahlung betroffen wurden. Diese Erfahrungen zeigen, daß die nachteiligen Wirkungen bei einmaliger sehr starker Bestrahlung größer und gefährlicher sind, als wenn dieselbe Strahlendosis durch langandauernde sich summierende Bestrahlung erreicht wird. Im letzten Fall besteht eine gewisse Möglichkeit der Erholung, wenn Pausen in die Bestrahlung eingeschaltet werden. Außer mit einer Sofortwirkung muß mit Spätschäden gerechnet werden, die erst nach Jahren evident werden, und über die infolgedessen noch kein

Strahlendosis

ausreichend umfangreiches Erfahrungsmaterial vorliegt. Um dieser Unsicherheit zu begegnen, hat man die zulässige Strahlendosis sehr vorsichtig bemessen. Die erste deutsche Strahlenschutzverordnung vom 24. 6. 1960 setzt auf Grund der Richtlinien der Euro-

päischen Atomgemeinschaft (Euratom) fest, daß die Strahlendosis unter 0,1 Röntgen[13] pro Woche oder 5 Röntgen pro Jahr zu halten ist.

Radioaktive Abwässer

Besonderer Beachtung bedürfen die Abwässer eines Reaktors und der mit ihm verbundenen Laboratorien. Die Abwässer dürfen selbstverständlich nicht zur Beseitigung radioaktiver Abfälle dienen, aber auch das anfallende Kühlwasser muß sorgfältig überprüft werden. In dichtbevölkerten Gebieten werden völlig abgeschlossene Kühlsysteme die Regel sein, wie es bei den Forschungsreaktoren in der Bundesrepublik der Fall ist. Das ganze Abwasser-System muß so angelegt sein, daß nirgends ein unkontrollierter Abfluß von radioaktivem Wasser möglich ist.

„Durchgehen" eines Reaktors

Einen wichtigen Teil aller Sicherheitsmaßnahmen betreffen die Vorkehrungen beim Eintreten eines Betriebsunfalles. Alle Sicherheitsmaßnahmen haben von der Annahme auszugehen, daß eine solche Katastrophe eintreten kann, selbst wenn man sie für außerordentlich unwahrscheinlich hält. Die größte Gefahr beim „Durchgehen" eines Reaktors liegt im Freiwerden radioaktiver Spaltprodukte. Die Menge an radioaktiven Spaltprodukten, die beim Reaktorbetrieb entstehen, ist so groß wie die Menge an Kernbrennstoffen, z. B. Uran 235, die beim Spaltprozeß verbraucht werden. Als Faustregel kann gelten: Bei einer Wärmeleistung des Reaktors von 1 Megawatt (1000 kW) pro Tag (also 1 MWd) wird ein Gramm Uran 235 verbraucht.

Anfall von radioaktiven Spaltprodukten

Die Spaltprodukte besitzen 200 Tage nach dem Entstehen, d. h. wenn die kurzlebigen Aktivitäten bereits abgeklungen sind, je Gramm eine Radioaktivität von etwa 200 Curie[14]. Ein Reaktor mit einer elektrischen Leistung von 100 Megawatt (100 000 kW) benötigt in einem Jahr etwa 40 kg Uran 235, erzeugt also ebensoviel Spaltprodukte. Es fällt danach in den Brennstoffelementen bei obiger Annahme eine Radioaktivität von etwa 18 Millionen Curie pro Jahr an, eine ungeheure Menge, wenn man bedenkt, daß auf der ganzen Erde bisher keine zwei Kilogramm Radium mit 2000 Curie Aktivität aus Uranerzen gewonnen wurden.

---

[13] Röntgen (r) ist die Einheit der Strahlendosis; die Dosis pro Zeiteinheit, also z. B. 0,1 r/Woche, nennt man Dosisleistung. Das Röntgen benutzt die Ionisierung der durchstrahlten Luft als Grundlage der Messung der Strahlenwirkung; statt dieser „Ionendosis" nimmt man auch die vom durchstrahlten Körper absorbierte Energie als Maß für die Strahlung. Dieser „Energiedosis" liegt die Einheit 1 rad (radiation absorbed dosis) zu Grunde, die dann erreicht wird, wenn von der ionisierenden Strahlung ein Energiebetrag von 100 erg pro Gramm des durchstrahlten Stoffes absorbiert wird. 1 r entspricht bei trockener Luft 0,88 rad. Streng genommen gilt die Einheit Röntgen nur für Röntgen- und Gammastrahlen, Alpha-Strahlen sind wegen der stärkeren spezifischen Ionisierungskraft biologisch 20 mal so wirksam wie die gleiche Dosis Gammastrahlen; für schnelle Neutronen und Protonen ergibt sich der Faktor 10. Auf Einzelheiten kann hier nicht eingegangen werden.

[14] Curie ist die Maßeinheit für die Radioaktivität eines Stoffes. 1 Curie (c) entspricht der Radioaktivität von 1 Gramm Radium, d. h. von 37 Milliarden Zerfällen je Sekunde.

Teil II

Forschungs- und Leistungsreaktoren in der Bundesrepublik Deutschland

Die in Tabelle 8 (Seite 62) gegebene Übersicht über die in der Bundesrebuplik Deutschland vorhandenen Reaktoranlagen zeigt den Vorrang der Forschungs- und Versuchsreaktoren vor den Leistungsreaktoren. Während die Forschungsreaktoren zur Zeit der 1. Auflage dieser Broschüre das Feld noch völlig beherrschten, kann jetzt — fünf Jahre später — doch bereits eine, wenn auch im Vergleich mit anderen Ländern, noch kleine Gruppe von Leistungsreaktoren aufgeführt werden.

Die Kernforschung ist ein lebendiges Beispiel dafür, daß in unserem technischen Zeitalter Wissenschaftsförderung nicht mehr ausschließlich eine Aufgabe der Kulturpolitik ist. Der materielle Wohlstand eines Volkes ist unmittelbar vom Stand seiner Technik abhängig und diese wiederum ist eng verknüpft mit den Ergebnissen naturwissenschaftlicher Grundlagenforschung. Die überragende Bedeutung der Kernenergie für das moderne Leben zwingt den Staat, die Kernforschung und die daraus entwickelte Kerntechnik grundsätzlich zu fördern. Dabei übersteigen jedoch die Mittel, die die Kernforschung erfordert, die bisher vom Staat für die Wissenschaft gemachten Aufwendungen etwa im gleichen Verhältnis wie die Menge Energie, die man aus Kernbrennstoff gewinnt, die Energieproduktion aus der gleichen Menge fossilen Brennstoffs übertrifft, d. h. sie sprengen den Rahmen dessen, was der Staat bisher für Wissenschaft und Forschung aufgebracht hat. Ein etwas überspitzter Vergleich mag diese Verhältnisse veranschaulichen. Es gibt durchaus wichtige und aufschlußreiche Experimente, für die der Chemiker nicht viel mehr als ein paar Mark für Reagenzgläser und einen Bunsenbrenner braucht; der Kernphysiker kann eine Kettenreaktion nur im Reaktor in Gang setzen, dessen Bau und Betrieb viele Millionen kosten.

Wohl haben neben den Universitäten und Hochschulen auch andere wissenschaftliche Institute, z. B. die der Max-Planck-Gesellschaft, viele Aufgaben übernommen; die gesamte Kernenergieforschung in ihrem vollen Ausmaß läßt sich jedoch nicht in den Etat einer Hochschule einbauen. Zur Bewältigung derart aus dem Rahmen fallender Forderungen mußten unkonventionelle Wege beschritten werden. Ein besonderes Ministerium wurde geschaffen, das Bundesministerium für wissenschaftliche Forschung, das aus dem früheren Bundesministerium für Atomkernenergie hervorgegangen ist und bei der Umbildung der Bundesregierung im Dezember 1962 aufgrund des um die allgemeine Wissenschaftsförderung erweiterten Geschäftsbereiches die jetzige Amtsbezeichnung erhielt. An der Spitze der neuen Einrichtungen und Organisationen stehen die beiden selbständigen Kern-

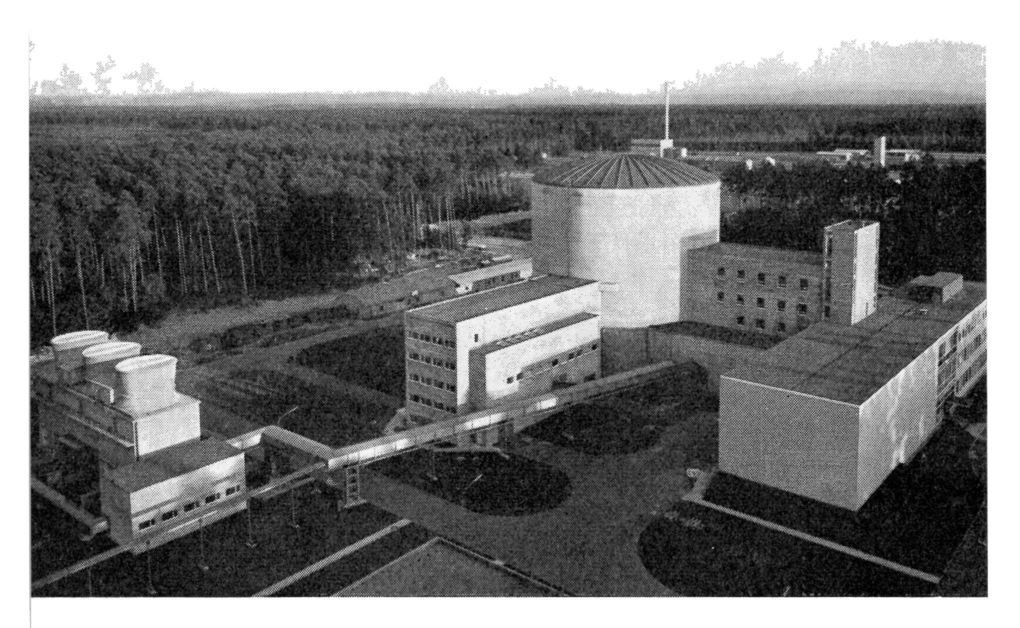


Abb. 8

Der Forschungsreaktor FR 2 Karlsruhe

Links an die Rotunde anschließend das Absetzgebäude für ausgebrannte Brennelemente, rechts das Reaktorbetriebsgebäude, im Quertrakt Belüftungs- und Laboratoriumseinrichtungen. Im Vordergrund links der Kühlturmbau, im Hintergrund, teils verdeckt, das Fernheizwerk.

forschungszentren in Karlsruhe und Jülich; ihnen reihen sich Kernforschungsstätten mit speziellen Aufgaben an: Geesthacht an der Elbe bei Hamburg für die Schiffsreaktorentwicklung, das Deutsche Elektronen-Synchrotron (DESY) in Hamburg-Bahrenfeld als Gemeinschaftsanlage des Bundes, der Freien und Hansestadt Hamburg und der übrigen Bundesländer und die Einrichtungen in Garching bei München mit dem Institut für Plasmaphysik. Im Rahmen dieser Darstellung werden nur Reaktoranlagen behandelt.

A. Forschungsreaktoren

1. Reaktoren des Kernforschungszentrums Karlsruhe

Der Forschungsreaktor FR 2 ist das Kernstück des Karlsruher Kernforschungszentrums (Abb. 8). Geplant, konstruiert und gebaut wurde er von deutschen Physikern und Ingenieuren der Kernreaktor Bau- und Betriebsgesellschaft mbH, Karlsruhe, in Zusammenarbeit mit der deutschen Industrie. Als Vorbild diente der kanadische NRU-Reaktor. Im FR 2 wird natürliches Uran — 99,3% ^{238}U und 0,7% ^{235}U — als Brennstoff verwendet. Die volle thermische Leistung, die erstmals am

19. 12. 1962 erreicht wurde, beträgt 12 000 kW; die Wärme wird aber, da ein Forschungsreaktor lediglich als Strahlungsquelle dient, ungenützt abgeleitet. Moderator, Neutronenreflektor und Kühlmittel ist Schweres Wasser (D_2O). Die Gesamtmenge des Schweren Wassers im Core beträgt 18 t, die Masse des Natururans 5 t. Der Reaktorkern besitzt 158 Uranstäbe von je 216 cm Länge und einem Durchmesser von 3,2 cm; die Ummantelung der Uranstäbe besteht aus einer 1 mm starken Aluminiumhülle. Die Uranstäbe sind in einem Tank von 310 cm Durchmesser und 256 cm Höhe untergebracht. Die Brennelemente erreichen eine Oberflächentemperatur von 80° C. Der maximale thermische Neutronenfluß im Moderator beträgt $3{,}9 \cdot 10^{13}$ n/cm²sec. Die Steuerung des FR 2 erfolgt durch 16 Abschaltstäbe und einen Feinregulierstab aus Kadmium. Der Abschirmung der vom Core ausgehenden Strahlung dienen eine 2,5 m dicke Schwerstbetonschicht, ein 18 cm dicker Gußeisenschild sowie ein Stahltank mit 11 cm Wandstärke, der noch verbleit und mit Boral ausgelegt ist (Abb. 9).

Reaktoraufbau

Das Reaktorgebäude besteht aus einem Beton-Unterbau, der 6,2 m unter Gelände gegründet und 15,5 m hoch ist. Um jeden Kontakt mit dem Grundwasser zu verhindern, wurde in seine Fundamentschale eine Kunststoffolie eingearbeitet. Die Betonrotunde ist von einer Stahlglocke von 27 m Höhe und 38 m Durchmesser überwölbt, die in ihrem oberen Teil einen Rundlaufkran von 60 t Hub zum Bewegen von schweren Materialien aufnimmt. Das Reaktorgebäude steht unter einem geringen Unterdruck von 10 mm Wassersäule gegenüber dem atmosphärischen Druck, um sicher zu sein, daß auch nicht die geringsten eventuell entstehenden radioaktiven Bestandteile nach außen gelangen.

Die Aufgaben für den FR 2 sind:

- Physikalische Experimente für die Grundlagenforschung;
- Test von Brennstoffelementen für weitere in der Entwicklung befindliche Reaktoren;
- Materialprüfungen;
- Produktion von Radioisotopen durch Neutronenbestrahlung zur Verwendung in Technik, Medizin und Wissenschaft.

Zur Durchführung dieser Aufgaben besitzt der FR 2 zahlreiche, verschieden angeordnete Experimentierkanäle. Drei vertikale Kanäle dienen vor allem der Prüfung von Brennstoffelementen. Sehr vielfältig ist die Möglichkeit zur Einbringung von Kapseln in das Core, um radioaktive Isotope zu produzieren. In 13 horizontalen Bestrahlungskanälen verschiedenen Durchmessers können Proben bestrahlt werden; vornehmlich dienen diese aber dazu, Neutronen für Versuchszwecke aus dem Reaktor herauszuführen. Schließlich bietet eine sogenannte thermische Säule Möglichkeiten für Experimente mit thermischen Neutronen (S. 17).

Auf dem Gelände steht noch ein weiterer kleiner Reaktor vom Typ Argonaut, der als sogenannter **S**chnell-**T**hermischer-**A**rgonaut-**R**eaktor **K**arlsruhe (STARK) im Rahmen des Projektes „Schneller Brüter" (S. 12) eingesetzt werden soll. Technische Einzelheiten über den Argonaut-Reaktor siehe S. 50ff.

Argonaut-Reaktor

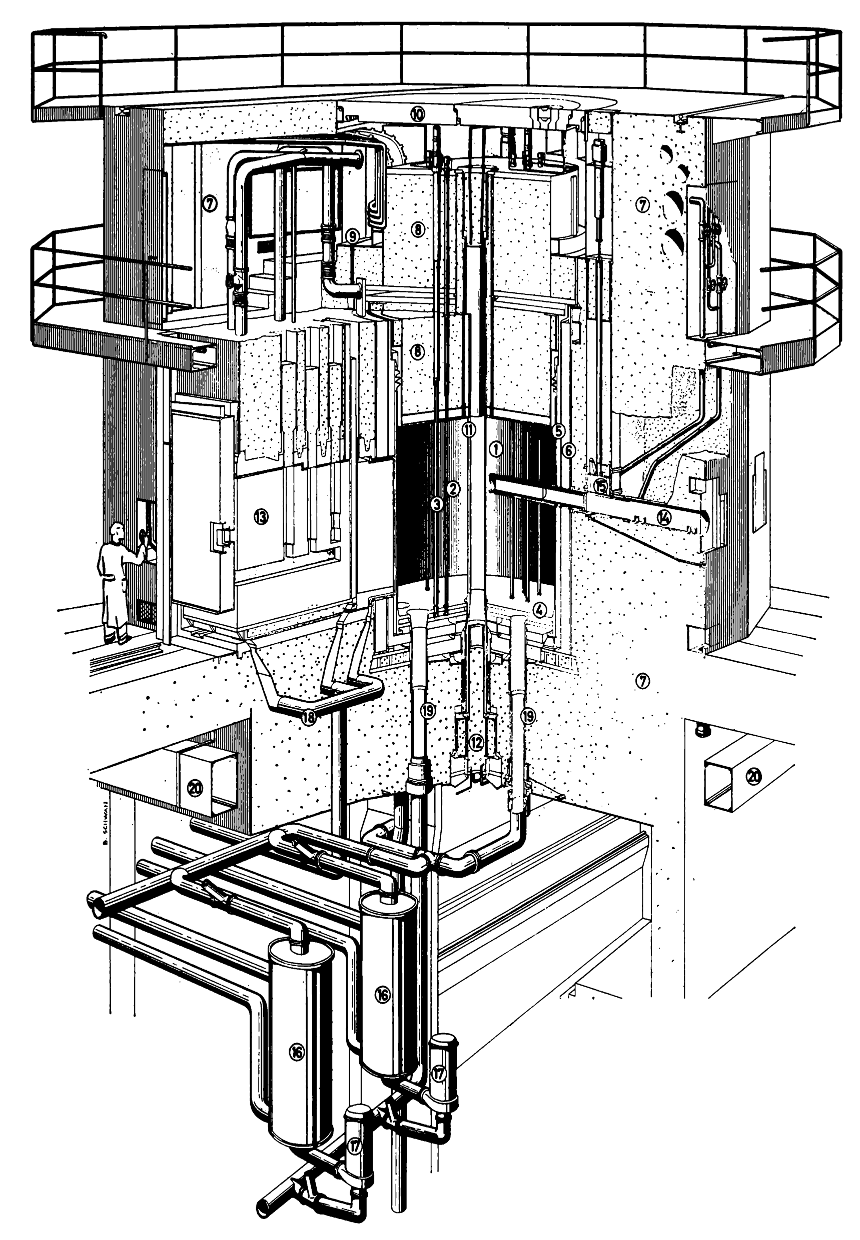


Abb. 9 Schnitt durch den Forschungsreaktor FR 2:

1 Core, 2 Brennelement, 3 Trimm-Abschalt-Stab, 4 Aluminiumtank, 5 Stahltank mit Bleifüllung, 6 Gußeisenschirm, 7 Biologischer Schirm, 8 Reaktordeckel zweiteilig, 9 Deckel-Rundgang, 10 Drehdeckel, 11 Zentraler Experimentierkanal, 12 Adapter, 13 Thermische Säule mit Graphit, 14 Horizontaler Experimentierkanal, 15 Strahlenschieber, 16 Wärmeaustauscher Schwer-Leichtwasser, 17 Schwerwasserpumpe, 18 Kühlluft für thermische Säule, 19 Schwerwasser-Zu- und Abfuhr, 20 Raumluft-Absaugung

Zur Zeit ist im Kernforschungszentrum Karlsruhe als dritter ein schwerwassergekühlter und -moderierter Druckwasserreaktor mit natürlichem Urandioxyd als Kernbrennstoff im Bau. Er ist kein reiner Forschungsreaktor wie die ersten beiden, d. h. er dient nicht nur als Neutronenquelle, sondern erzeugt auch Energie, die genutzt wird; somit gehört er auch in die Gruppe der Leistungsreaktoren (S. 23).

Mehrzweck-Forschungsreaktor

Da er aber vorwiegend für Erprobungs- und Forschungsaufgaben verwendet werden soll, wird er hier aufgeführt. Schon sein Name ,,Mehrzweck-Forschungsreaktor" (MZFR) deutet an, daß er für verschiedene Zwecke vorgesehen ist. Der wichtigste ist die betriebsmäßige Erprobung und Weiterentwicklung von Brennelementen mit Kühlung durch Schweres Wasser oder auch durch andere Kühlmittel. Weiterhin können Materialproben in dem relativ hohen Neutronenfluß von über 10^{14} n/cm^{2}sec bestrahlt werden. Der MZFR produziert eine thermische Leistung von 200 000 kW (200 Megawatt; MW), die zur Elektrizitätserzeugung verwendet wird. Die im entstehenden Dampf enthaltene Wärmeenergie wird in einer Sattdampfturbine, die mit einem Drehstromgenerator gekoppelt ist, in elektrische Energie verwandelt; die Nettoleistung, die für die Abgabe an das Versorgungsnetz zur Verfügung steht, wird 50 000 kW (50 MW) betragen. Somit können beim MZFR auch technische Fragen, die bei Leistungsreaktoren auftreten, und Fragen der Wirtschaftlichkeit untersucht werden.

Aufbau

Die Brennelemente des MZFR bestehen aus Bündeln von Stäben aus natürlichem Uranoxyd, die von einer Zirkonlegierung umhüllt sind; sie werden von 121 in einem großen Druckkessel von 4,1 m Innendurchmesser untergebrachten vertikalen Kühlkanälen aufgenommen, die vom Kühlmittel Schwerwasser durchströmt werden (Abb. 10). Die

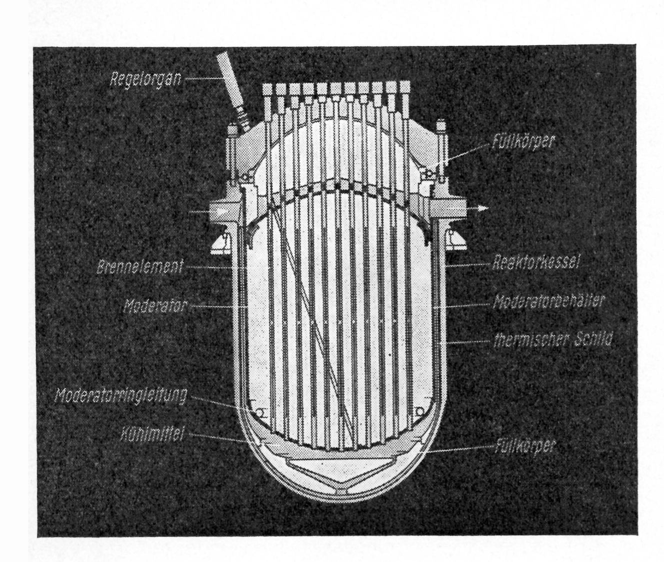


Abb. 10
Schnittzeichnung durch den Kern des Mehrzweck-Forschungsreaktors (MZFR)

Kühlkanäle sind vom Moderator Schwerwasser umgeben, das sich in einem in den Druckkessel eingehängten Moderatorkessel befindet. Die als „thermischer Schild" bezeichnete Strahlenabschirmung zwischen Druckkessel und Moderatorkessel wird zur Kühlung von Schwerem Wasser umströmt. Der Moderator wird auf niedrigerer Temperatur gehalten als das Kühlmittel, das die in den Brennelementen entstehende Wärme abführt. Die Abschalt- und Regelstäbe sind, wie Abb. 10 zeigt, schräg angeordnet und durchdringen den Kesseldeckel am äußeren Rand, so daß die Fläche über dem Reaktor für Lade- und Entladevorgänge freibleibt.

Projekt: Schneller Brüter

In Karlsruhe wird, ähnlich wie in anderen Forschungszentren der Welt, unter dem Namen „Schneller Brüter" an einem Projekt gearbeitet, das zu Reaktoren der „zweiten Generation" führen soll. Auf S. 11 und 12 wurde auseinandergesetzt, daß das zu 99,3% im natürlichen Uran enthaltene ^{238}U mit thermischen Neutronen nicht gespalten werden kann. Aus Tab. 4 (S. 11) ist zu entnehmen, daß die Bindungsenergie für das letzte Neutron 5,5 MeV und die zur Spaltung notwendige Energie 7,0 MeV beträgt. Eine Spaltung ist nur mit sog. schnellen Neutronen möglich, d. h. solchen, deren kinetische Energie für den Differenzbetrag von etwa $7{,}0 - 5{,}5 = 1{,}5$ MeV aufkommt. Treffen aber thermische Neutronen auf ^{238}U-Kerne, so wird ein Teil von ihnen absorbiert, wobei auf dem Weg über ^{239}U und ^{239}Np (vgl. S. 12) schließlich das Transuran ^{239}Pu entsteht, das die gleiche Eigenschaft wie ^{235}U hat; es wird durch thermische Neutronen gespalten und liefert dabei eine entsprechend große Energie. Da bei jeder Uran- oder Plutoniumspaltung zwei bis drei Neutronen freiwerden, ist folgendes möglich:

Brutreaktor

Ein Neutron wird gebraucht zur Aufrechterhaltung der Kettenreaktion. Wenn man aber erreichen kann, daß von den freigewordenen Neutronen ein weiteres von einem ^{238}U-Kern absorbiert wird, so entsteht dabei ein ^{239}Pu-Kern, der auch wieder spaltbar ist. Es wird also kein Brennstoff verbraucht, im Gegenteil, es kann sogar sein, daß im Mittel mehr als ein ^{239}Pu-Kern bei jeder Spaltung entsteht. Diesen Vorgang nennt man „Brüten" und ein Reaktor, in dem dieser Prozeß abläuft, einen Brutreaktor. Er erzeugt netto aus dem Brutstoff ^{238}U mehr spaltbares Material, als in ihm verbraucht wird. Für einen solchen Reaktor eignen sich statt thermischer besser noch schnelle Neutronen; man spricht dann von einem „schnellen Brutreaktor" oder kurz von einem „schnellen Brüter". Das Adjektiv „schnell" bezieht sich auf die verwendeten Neutronen.

In den USA, in Großbritannien und der Sowjetunion laufen schon Versuchsanlagen, aber bis zur befriedigend arbeitenden Großanlage sind noch viele physikalische und technische Probleme zu lösen. Hier hat das Karlsruher Projekt „Schneller Brüter" eingesetzt; an ihm arbeiten bereits mehr als 150 Akademiker. Die Arbeiten konzentrieren sich zunächst auf theoretische Reaktorstudien, technische Entwürfe, spezielle Reaktorexperimente mit schnellen Neutronen, die Brennelemententwicklung sowie die Untersuchung von Kreislaufkomponenten. Das Arbeiten mit schnellen Neutronen erübrigt einen Moderator (S. 17). Das Reaktorcore ist daher sehr viel kleiner, und man muß aus wirtschaftlichen Gründen eine hohe Leistungsdichte in Kauf nehmen. Dies stellt hohe Anforderungen an Brennelemente und Kühlmittel. Wasser scheidet, da es ein guter Moderator ist und die schnellen

Neutronen abbremsen würde, in schnellen Reaktoren als Kühlmittel aus; stattdessen kommen flüssige Metalle, wie Natrium, oder Gase, wie Helium, in Frage. Das Arbeiten mit Plutonium als Brennstoff erfordert eine neue Technologie.

Diese wenigen Hinweise mögen den Umfang des Projekts andeuten. Die Rechtfertigung für all diese großen Anstrengungen und Aufwendungen liegt in der Tatsache, daß man im Schnellen Brüter nicht auf das ^{235}U allein angewiesen ist, das ja nur zu 0,7% im natürlichen Uran vorkommt, sondern die großen Energiereserven des zu 99,3% in natürlichem Uran enthaltenen ^{238}U nutzbar machen kann. Somit können durch den Brutreaktor ungeheure neue Energiequellen erschlossen werden.

Das Karlsruher Projekt „Schneller Brüter" wird bis Ende 1967 Mittel in Höhe von etwa 185 Mio DM in Anspruch nehmen, an denen sich Euratom mit 40% beteiligt.

Organisation des Forschungszentrums

Planung, Bau und Betrieb des Kernforschungszentrums Karlsruhe oblagen ursprünglich der am 19. Juli 1956 gegründeten Kernreaktor Bau- und Betriebs-Gesellschaft mbH Karlsruhe (KI), an der der Bund mit 30%, das Land Baden-Württemberg mit 20% und die Kernreaktor Finanzierungsgesellschaft mbH Frankfurt/Main, als Repräsentant der Industrie, mit 50% beteiligt waren. Das Stammkapital betrug zuletzt 60 Mio DM. Um den Ausbau zu einem umfassenden Forschungszentrum zu ermöglichen, wurde am 26. Juni 1959 die Gesellschaft für Kernforschung mbH Karlsruhe (K II) gegründet, an der der Bund mit 75% und das Land Baden-Württemberg mit 25% beteiligt sind. Von dieser Gesellschaft werden Institute und Einrichtungen mit einem Investitionsaufwand von rund 300 Mio DM finanziert. Nachdem die Industrie inzwischen ihre Geschäftsanteile an der Gesellschaft K I unentgeltlich auf die Gesellschaft K II übertragen hat, ist die Voraussetzung für die Zusammenlegung der beiden bisherigen Trägergesellschaften gegeben. Alleinige Trägergesellschaft des Kernforschungszentrums Karlsruhe ist heute die „Gesellschaft für Kernforschung mbH Karlsruhe", deren Aufgaben gegenüber denen der ursprünglichen Gesellschaft K II erweitert worden sind.

2. Reaktoren der Kernforschungsanlage Jülich des Landes Nordrhein-Westfalen e. V.

Die Kernforschungsanlage Jülich im Stetternicher Staatsforst wurde vom Land Nordrhein-Westfalen errichtet, um in Zusammenarbeit mit den Hochschulen des Landes — der TH Aachen, den Universitäten Bonn, Köln und Münster und der Medizinischen Akademie Düsseldorf — Forschung und Entwicklung auf den Gebieten der Kernwissenschaften und Kerntechnik zu treiben und einen Beitrag zur Entwicklung der Kernenergie zu leisten.

Forschungsinstitute

Im Mittelpunkt der Anlage stehen zwei Forschungsreaktoren (Abb. 11), um die sich nach der gegenwärtigen Planung gruppieren werden: 15 Forschungsinstitute (für Botanik*, Zoologie, Landwirtschaft, Medizin*; Physikalische Chemie, Radiochemie; Reaktorentwicklung**, Reaktorbauelemente* (Abb. 12), Reaktorwerkstoffe*; Hochenergiephysik, Kernphysik, Neutronenphysik, Technische Physik; Plasmaphysik*; ein Institut für Chemische Technologie ist in Vorbereitung), ferner sie-

* fertiggestellt
** zu einem Teil fertiggestellt

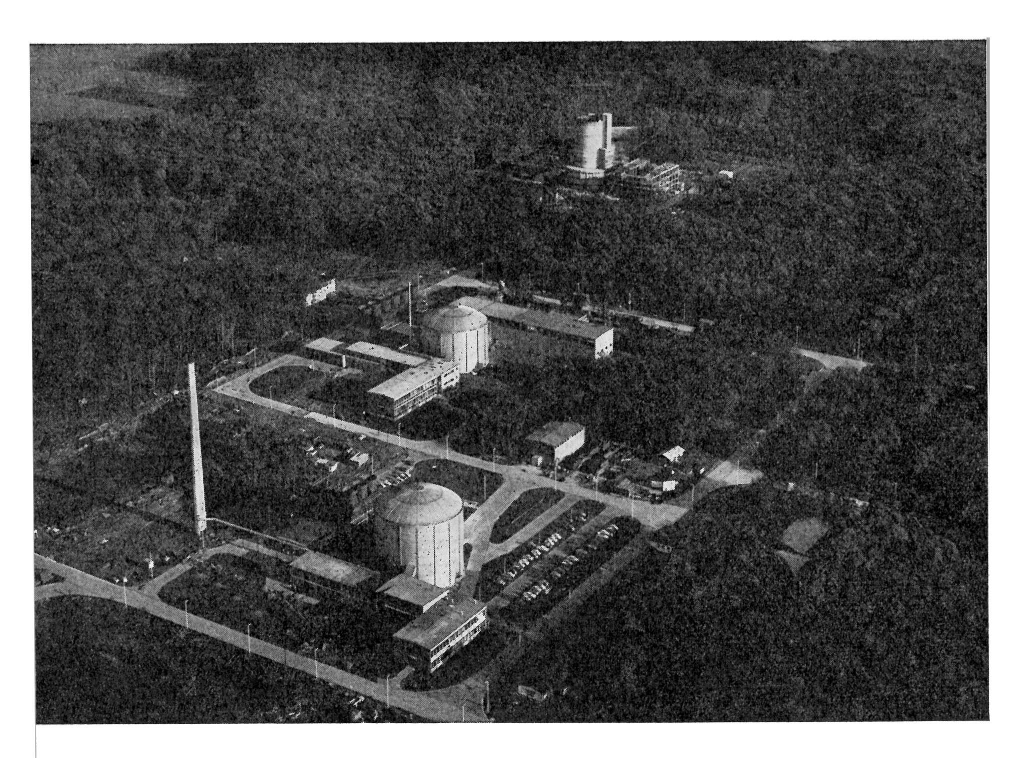


Abb. 11 Kernforschungsanlage Jülich
Die Forschungsreaktoren FRJ-1 (MERLIN) vorn, FRJ-2 (DIDO) in der Mitte; hinten der noch im Bau befindliche Leistungsreaktor der Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor AVR (vgl. S. 59)

ben wissenschaftliche und technische Gemeinschaftseinrichtungen (für Reaktorexperimente, Angewandte Mathematik, Wissenschaftliches Apparatewesen, Chemische Analyse, Elektronik, Strahlenschutz*, Dekontamination) sowie die Zentralbibliothek. Die Aufzählung dieser Namen ist zugleich das Programm für die Forschung.

Der „Kernforschungsanlage Jülich des Landes Nordrhein-Westfalen e. V." (KFA Jülich) steht ein Gelände von rund 1,8 km² im Stetternicher Forst zur Verfügung, das bis auf 4 km² erweitert werden kann. Bisher handelt es sich um ein Gesamtobjekt von 500 bis 600 Mio DM; die Zahl der Mitarbeiter hat 2000 überschritten, davon sind etwa 350 Wissenschaftler. Die Forschungsreaktoren, die für die Arbeiten auf dem Kerngebiet zur Verfügung stehen, sind: FRJ-1 und FRJ-2.

MERLIN Der Forschungsreaktor Jülich 1 (FRJ-1) vom Typ MERLIN wurde erstmalig am 23. 2. 1962 kritisch und ist, ebenso wie FRJ-2 vom Typ DIDO, englischer Konstruktion. Beide sind aber den örtlichen Gegebenheiten in Jülich angepaßt — sie sind zum Beispiel erdbeben- und bergschädensicher gebaut, d. h. Reaktoren und Reaktorhallen ruhen auf schweren, stahlbewehrten Betonfundamenten, die die ganze Halle wie eine Wanne unterfangen. MERLIN ist die Abkürzung der

englischen Typenbezeichnung: **M**edium **E**nergy **R**esearch **L**ight Water Moderated **I**ndustrial **N**uclear Reactor, also mit leichtem Wasser moderierter Industriereaktor mittlerer Energie für Forschungszwecke. Er ist vom Schwimmbadtyp, ist ausgelegt für eine Dauerleistung von 5000 kW und hat im Kernzentrum einen maximalen Neutronenfluß von $6 \cdot 10^{13}$ n/cm² sec. Die Brennelemente — eine Legierung aus Uran und Aluminium — enthalten hochangereichertes Uran (90% ^{235}U). Die kritische Masse beträgt 2,7 kg ^{235}U. Wie bei allen Schwimmbadreaktoren dient Wasser (H_2O) als Moderator, Kühlung und Abschirmung. Für Experimente stehen 14 Bestrahlungseinrichtungen zur Verfügung.

DIDO

Der FRJ-2 vom Typ DIDO wurde nach britischen Konstruktionsplänen in über dreijähriger Bauzeit von deutschen Firmen erstellt und am 14. 11. 1962 zum erstenmal kritisch. Er ist ein sog. Materialprüfreaktor, der erste seiner Art in der Bundesrepublik und als solcher in erster Linie dazu bestimmt, das Verhalten von Reaktorwerkstoffen im Strahlungsfeld zu untersuchen. Für diesen Zweck, aber auch für neutronenphysikalische, radiochemische und kerntechnische Untersuchungen sowie zur Herstellung von Isotopen, verfügt er über besonders viele und verschiedenartige Experimentiereinrichtungen in Form von 50 Bestrahlungseinrichtungen. Dieser Forschungsreaktor wird ebenfalls mit hochangereichertem Uran (über 90% ^{235}U) betrieben, seine kritische Masse beträgt 1,1 kg; zur Kühlung und als Moderator dient schweres Wasser (D_2O), das günstigere kernphysikalische Eigenschaften hat als leichtes Wasser (H_2O); es ist aber sehr viel teurer. Die Konstruktion ist so ausgeführt, daß nur ein möglichst kleines Schwerwasservolumen — es sind 10 t einschließlich Kühlkreislauf — notwendig ist. Die Wärmeleistung beträgt 10 000 kW, der maximale thermische Neutronenfluß $1{,}8 \cdot 10^{14}$ n/cm²sec. In mehreren Wärmetauschern wird die erzeugte Wärme an leichtes Wasser abgegeben. Die Wärmeabschirmung („thermischer Schild") besteht aus Boralblech und einem Bleimantel, der durch H_2O gekühlt wird.

Container

Wie fast alle Reaktoren sind auch MERLIN und DIDO zum Schutz der Umgebung in geschlossenen, stählernen Zylinderschalen — bei anderen verwandte man statt dessen Kugelgehäuse —, in sog. Containern, untergebracht. Sie müssen so ausgelegt sein, daß sie allen Beanspruchungen, denen ein Reaktor ausgesetzt sein kann, gewachsen sind; dazu gehören nicht nur die normalen mechanischen Beanspruchungen durch Eigengewicht, Wind und Schneelast, Kranlast sowie Erdbebenstöße. Um zu verhindern, daß bei Verseuchungen im Innern radioaktive Teilchen aus dem Container, der gasdicht gebaut wird, mit der Luft ins Freie entweichen, stellt man im Reaktorgebäude während des Betriebes einen Unterdruck von etwa 5 bis 20 kg/m² her. Die Container sind als Rahmenbauwerk gebaut, bestehend aus Stützen mit Krankonsolen und Dachsparren, zwischen denen sich die ebenen oder gekrümmten Stahlbleche befinden.

Die Planung und Entwicklung weit fortgeschrittener Reaktortypen, die erst in späterer Zukunft kommerziell interessant werden und deshalb noch nicht Gegenstand industrieller Arbeiten sind, ist eine wichtige Aufgabe der Kernforschungsanlage Jülich; dazu gehören im Rahmen der Untersuchungen des Instituts für Reaktorentwicklung besonders Arbeiten über sogenannte Thorium-Reaktoren.

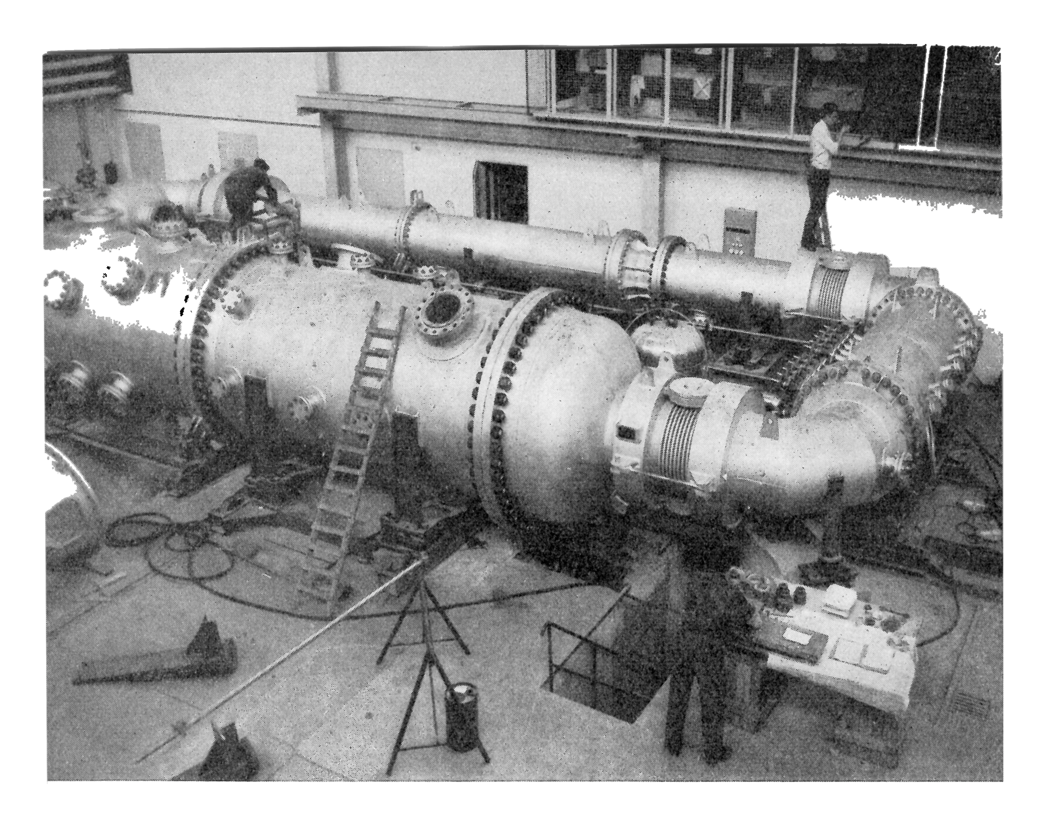


Abb. 12
Institut für Reaktorbauelemente der Kernforschungsanlage Jülich:
Hochdruckgaskanal zur Prüfung von Wärmeaustauschern für Reaktoren bis zu maximal 400° C, 40 atü und 2000 kW Heizleistung.

Auf Thorium 232 läßt sich ein ähnlicher „Brutzyklus" aufbauen, wie er vom schnellen Brutreaktor (S. 34) bekannt ist. Bei ihm ist Ausgangsstoff (also Brutstoff) Uran 238, aus dem man mittels Neutronenaufnahme Plutonium 239 gewinnt (S. 12). Jetzt ist Thorium 232 der Ausgangsstoff.

Wir können entsprechend S. 12 folgende Kernreaktionen aufschreiben:

$$^{232}_{90}Th + ^{1}_{0}n \longrightarrow ^{233}_{90}Th \longrightarrow ^{0}_{-1}e + ^{233}_{91}Pa \longrightarrow ^{0}_{-1}e + ^{233}_{92}U$$

In den Thorium-Kern wird ein Neutron eingebaut, es entsteht als Zwischenkern das Thoriumisotop 233, das unter Aussendung eines β-Teilchens ($^{0}_{-1}e$) in den Proaktinium-Kern 233 übergeht; dieser ist ebenfalls radioaktiv und zerfällt mit einer Halbwertszeit von 27,4 Tagen wiederum unter Aussendung eines β-Teilchens ($^{0}_{-1}e$) in das Uranisotop 233. Dieses Uran 233 ist interessant, weil es durch Neutronen ebenso spaltbar ist wie Uran 235 oder Plutonium 239. Wir gewinnen also durch den beschriebenen Prozeß, den wir wieder „Brüten" nennen, aus Thorium 232 spaltbares Uran 233. Es gelten die gleichen Überlegungen wie beim Plutoniumbrüter (S. 34); ein Vorteil besteht aber noch darin, daß es bei Thorium vorteilhafter ist, statt mit schnellen mit thermischen Neutronen zu brüten. Man spricht deshalb von einem „thermischen Brüter".

Die Entwicklung eines solchen Reaktortyps ist von erheblicher Bedeutung, da die Weltvorräte an Thorium zumindest von gleicher Größe wie die von Uran sind.

Das Jülicher Institut für Reaktorentwicklung vergleicht zur Zeit die verschiedenen Thorium-Reaktorprojekte, die in der Welt verfolgt werden. Dabei ist von besonderem Interesse die Menge des aus Thorium erbrüteten Uran 233, die sogenannte Konversionsrate. Die Arbeiten des Instituts sollen auf ein oder zwei dieser Projekte konzentriert werden, um zu ihrer industriellen Verwirklichung die notwendigen Vorarbeiten zu leisten. Wesentliche Einflußgrößen für einen „Thorium-Brutzyklus" sind die Abhängigkeit von Brut- und Brennstoffkonzentration sowie vom Neutronenspektrum, d. h. von der Energie der Neutronen.

Zu diesem Zweck sollen sogenannte kritische und unterkritische Anordnungen aus Thoriumbrennelementen gebaut werden, bei denen das Verhältnis von Moderator zu Brenn- und Brutstoff, der Brut- und Brennstoffeinsatz und die Arbeitstemperatur in weiten Grenzen geändert werden. Gemessen werden müssen die kernphysikalischen Daten der höheren im Reaktor entstehenden Thorium- und Uranisotope, und schließlich sollen Thorium-Brennstoffelemente auf der Basis keramischer Materialien entwickelt werden.

3. Forschungsreaktor der Schiffsreaktorstation Geesthacht/Elbe

Die Reaktorstation Geesthacht/Elbe bei Hamburg mit ihren wissenschaftlichen und technischen Einrichtungen ist die Forschungs- und Entwicklungsstelle für den Schiffsreaktorbau in der Bundesrepublik. Reaktoren finden nicht nur Verwendung als Energiequelle für Kernkraftwerke, als Neutronenquelle für Forschungszwecke oder zur Isotopenproduktion, sondern auch als Antriebsanlage für Schiffe. In Geesthacht hat die deutsche Schiffsreaktorenentwicklung ihren Mittelpunkt.

Schwimmbad-Forschungsreaktor

Zur Durchführung von Vorversuchen für die Schiffsreaktorentwicklung, von Abschirmexperimenten, Materialuntersuchungen, wie z. B. über das Verhalten von Kühlflüssigkeiten unter der intensiven Reaktorstrahlung, wurde in Geesthacht ein Forschungsreaktor vom Schwimmbad-Typ mit einer Leistung von 5 MW gebaut (vgl. S. 26). Mit Rücksicht auf die speziellen Untersuchungen für die Schiffsreaktorenentwicklung ist das Schwimmbad-Becken in vier Einzelbecken aufgeteilt (Abb. 13), die durch Schleusentore miteinander in Verbindung stehen und auf die zwei Reaktorkerne durch Verfahren verteilt werden können. Drei Becken dienen als Betriebsbecken, in denen die in den Brennelementen erzeugten Neutronen zu Experimenten verwendet werden, das vierte ist ein Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente.

Tscherenkow-Strahlung

Das farbige Bild auf dem Umschlag dieser Broschüre zeigt den in Betrieb befindlichen Reaktor mit den „leuchtenden" Brennelementen im Wasserbecken; sie hängen an dem im Wasser befindlichen Gestänge; unten erkennt man die in das Becken führenden Strahlrohre. Das intensive bläuliche Licht, nach seinem Entdecker, einem Moskauer Physiker, Tscherenkow-Strahlung genannt, das die Brennstoffelemente umgibt, hat seine Ursache in den von den Brennstoffelementen ausgesandten energiereichen Gammastrahlen, die beim Auftreffen auf

Materie Sekundärelektronen auslösen. Ist die Geschwindigkeit dieser Elektronen größer als die Ausbreitungsgeschwindigkeit des Lichtes im Wasser (225 000 km/sec), dann ergeben sich physikalisch ähnliche Verhältnisse, als wenn ein Geschoß oder Flugzeug mit Überschallgeschwindigkeit durch die Luft fliegt; oder auch, wenn sich ein Schiff im Wasser fortbewegt: Es entsteht eine sich ausbreitende Bugwelle, weil das Schiff sich mit einer Geschwindigkeit fortbewegt, die größer ist als die Ausbreitungsgeschwindigkeit der Welle auf der Wasseroberfläche. Beim Überschallflugzeug entsteht in ähnlicher Weise eine räumliche Stoßwelle innerhalb eines Kegelmantels, die wir bei nicht sehr hoch fliegenden Flugzeugen als unangenehmen Knall wahrnehmen. Die Größe des Winkels der Bugwelle hängt von der Geschwindigkeit des Schiffes oder des Flugzeuges ab. Analog bei der Tscherenkow-Strahlung in der Optik: Die zusätzliche Wellenbewegung entsteht nur, wenn die Elektronengeschwindigkeit größer ist als die Ausbreitungsgeschwindigkeit des Lichtes im Wasser. Diese von der Elektronenbewegung ausgehende Strahlung, deren Wellenlänge im Bereich des sichtbaren Lichtes liegt, nehmen wir als das bläuliche Licht im Reaktorbecken wahr.

Zwei Reaktorkerne

Beide Reaktorkerne können gleichzeitig in Betrieb genommen werden und zusammen maximal mit einer thermischen Leistung von 5,2 MW laufen, so daß also in einem Reaktorgebäude zwei Reaktoren untergebracht sind. Dadurch ist eine intensive Ausnutzung der Anlage möglich. Die Gesamtleistung soll auf 10—15 MW erhöht werden. Die Strahlrohre des Beckens 1 führen in einen großen Versuchsraum

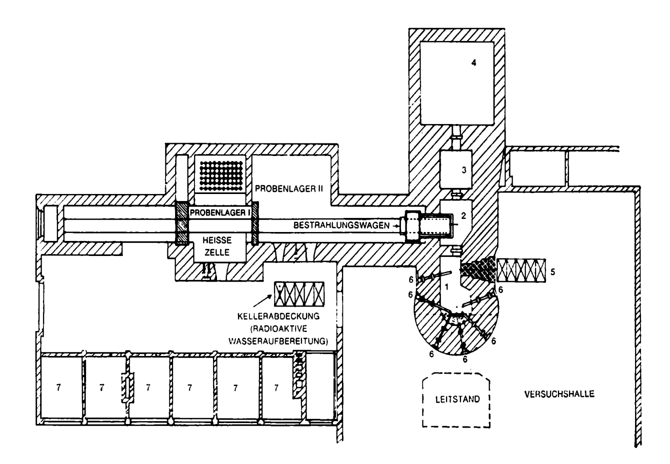


Abb. 13
Schnitt durch den Forschungsreaktor Geesthacht:
1—4 Reaktorbecken, 5 thermische Säule, 6 Strahlungskanäle, 7 Laboratorien

(Abb. 13), in dem Neutronenexperimente durchgeführt werden; das entgegengesetzt gelegene Becken 4 ist das größte, es kann zur Aufnahme großer zu bestrahlender Teile, z. B. Abschirmplatten, dienen. Diese sind nach der Bestrahlung hochradioaktiv und können, bis die

Strahlung zu einem Teil abgeklungen ist, eine zeitlang unter Wasser aufbewahrt werden. Das Betriebsbecken 2 besitzt als Besonderheit ein großes „Bestrahlungsfenster“, an das von außen her durch einen strahlengeschützten Tunnel ein „Versuchswagen“ mit einem großen Tisch herangefahren werden kann. Auf diesem Tisch können Versuchsanordnungen z. B. für Abschirmexperimente außerhalb des Strahlenbereichs aufgebaut und dann an das Bestrahlungsfenster herangebracht werden. Diese Einrichtung hat den Vorteil, daß die Bestrahlung nicht im Wasser geschieht.

Kritische Anordnung

Zur Ergänzung der Experimentiermöglichkeiten, die der Forschungsreaktor bietet, wird auf dem Gelände der Reaktorstation eine sog. „kritische Anordnung“ (critical facility) gebaut, die dazu dient, das Verhalten eines projektierten Reaktors zu studieren, bevor der Reaktor selbst vollständig gebaut wird. Die „kritische Anordnung“ gestattet, die theoretisch gewonnenen Ergebnisse mit einem vertretbaren Aufwand an experimentellen Mitteln zu prüfen. Diese Einrichtung für die experimentelle Weiterentwicklung der geplanten Schiffsreaktoren ist eine Betonrotunde von 22 m Innendurchmesser und einer lichten Höhe von 12,5 m. In der Mitte der Rotunde steht der „Experimentiertisch“, auf dem die gewünschte kritische Anordnung aufgebaut wird.

Deutsches Atomschiff

Das Hauptziel der Geesthachter Arbeiten ist die Entwicklung eines mit Kernenergie angetriebenen Versuchs- und Forschungsschiffes. Der Bauauftrag für einen Massengutfrachter von 15 000 t und einer Antriebsleistung von 10 000 WPS wurde am 28. 11. 1962 an die Kieler Howaldtswerke vergeben (Abb. 14 und 15); die Entscheidung über den einzubauenden Reaktor ist am 15. 11. 1963 zugunsten eines fortgeschrittenen Druckwasserreaktors der Arbeitsgemeinschaft der Firmen Babcock & Wilcox/Interatom gefallen. In engerer Wahl standen

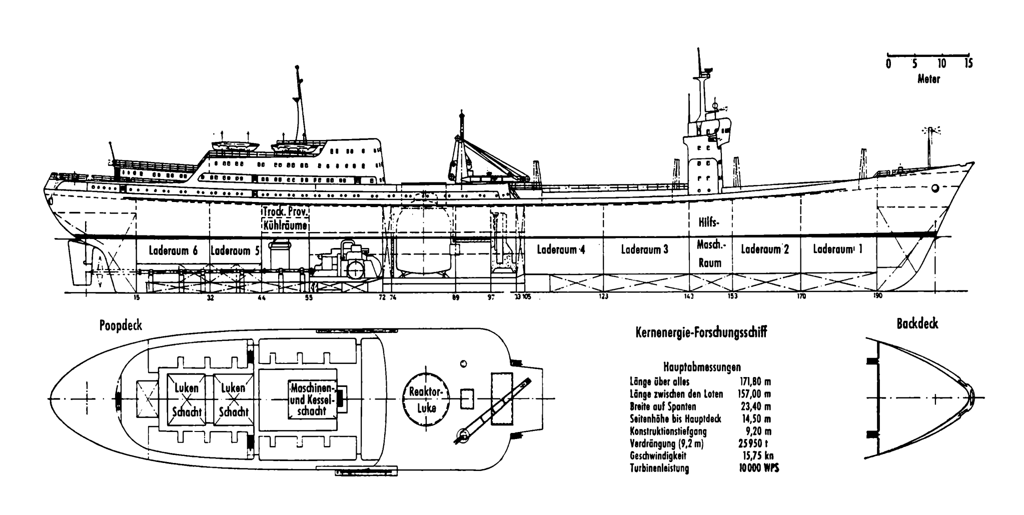


Abb. 14

Kernenergie-Forschungsschiff

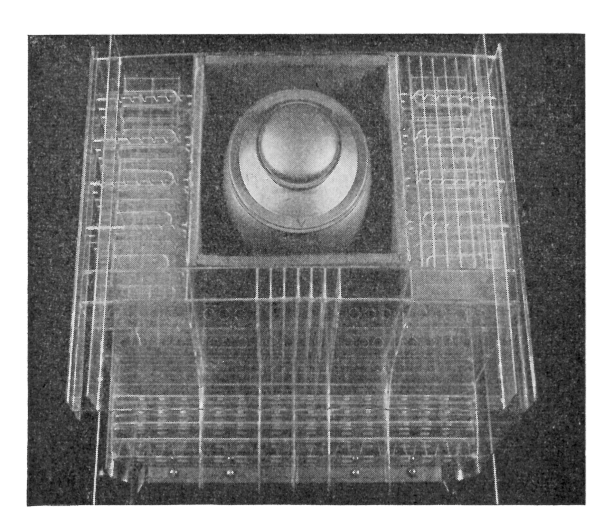


Abb. 15
Modell des Schiffes im Bereich des Reaktorraumes.
In der Mitte der Sicherheitsbehälter des Reaktors in dem durch Betonabschirmung geschützten Raum; seitlich Konstruktionen für den Kollisionsschutz.

vier Reaktortypen. Es ist vorgesehen, später auch noch andere, weiter entwickelte Reaktoren in dem Versuchsschiff zu erproben. Es handelte sich um folgende vier Typen:

a) Der organisch-moderierte Reaktor (OMR) ist ein Druckflüssigkeitsreaktor wie der Druckwasserreaktor, nur daß als Moderator und Kühlmittel statt Wasser eine organische Substanz (Santowax, ein Diphenyl) verwendet wird. Santowax wird erst bei 150 °C flüssig und hat bei einer Betriebstemperatur von 325 °C im Gegensatz zu Wasser einen niedrigen Dampfdruck von nur 7 Atmosphären. Die Projektierung hatte die Firma Interatom, Bensberg.

b) Der Druckwasserreaktor mit gewöhnlichem Wasser als Moderator und Kühlmittel steht bei einer Betriebstemperatur von 300 °C unter Drücken bis zu 130 Atmosphären, um ein Sieden zu vermeiden. Bei diesem Reaktor handelt es sich um einen in den USA besonders beim U-Bootsbau bereits vielfach und langjährig bewährten, außerordentlich betriebssicheren Typ. Er wird von der Firma Siemens-Schuckertwerke AG, Erlangen, in Zusammenarbeit mit der amerikanischen Firma Westinghouse projektiert.

c) In dem weiterentwickelten sog. fortschrittlichen Druckwasserreaktor (FDR) wird an den Brennelementen örtliches Sieden zugelassen; das ergibt bei Arbeitstemperaturen von 270 °C Drucke von etwa 60 Atmosphären. Die Bauweise ist dadurch besonders kompakt und für die Verwendung im Schiff gut geeignet, daß neben dem Reaktorkern noch der Wärmeaustauscher im Reaktorgefäß untergebracht ist, so daß dort schon der Antriebsdampf

für die Turbine erzeugt wird. Diese Konstruktion der Deutschen Babcock & Wilcox, Oberhausen, gemeinsam mit Interatom ist beeinflußt durch die amerikanischen Erfahrungen beim Bau des ersten amerikanischen durch Kernenergie angetriebenen Handelsschiffes „Savannah".

d) Der Leichtwasser-moderierte, luftgekühlte Reaktor 630-S, angeboten von der BBC-Krupp-Reaktorbau GmbH und entwickelt von der amerikanischen Firma General Electric, war ursprünglich als Flugzeugantrieb vorgesehen.

Träger des Projektes eines ersten deutschen Kernenergie-Handelsschiffes zu Forschungszwecken ist die Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schiffahrt mbH, Hamburg, an der der Bund mit 60% und die norddeutschen Küstenländer Bremen, Hamburg, Niedersachsen und Schleswig-Holstein zusammen mit 40% beteiligt sind; sie arbeitet eng zusammen mit der Schiffahrt nahestehenden Wirtschafts- und Industriekreisen. Ein sog. Assoziierungsvertrag über den Bau des Kernenergieschiffes wird von der Kernenergiegesellschaft mit der Europäischen Atomgemeinschaft (Euratom) geschlossen werden.

4. Forschungsreaktor der TH München in Garching

Schwimmbad-Typ

Der erste Kernreaktor, der in Deutschland in Betrieb genommen wurde, ist der am 31. 10. 1957 kritisch gewordene Forschungsreaktor des Laboratoriums für Technische Physik der Technischen Hochschule München in Garching (FRM). Er ist ein Schwimmbad-Reaktor (S. 26) mit einer Wärmeleistung von 1000 kW und wurde nach amerikanischen Unterlagen von deutschen Firmen erstellt. Reaktorsteuerung und Brennstoffelemente lieferten die USA. Als Moderator, Reflektor und Kühlmittel dient leichtes Wasser. Der Reaktorkern befindet sich in einem zweiteiligen, nach oben offenen Betonbecken, das wie bei allen Schwimmbadreaktoren mit völlig entsalztem Wasser gefüllt ist. Das Betriebs- und Lagerbecken lassen sich durch ein Aluminiumtor voneinander trennen.

Reaktoraufbau

Der Reaktorkern wird von einem Aluminiumgerüst getragen, das an einer das Becken überspannenden beweglichen Brücke befestigt ist. Er enthält 27 Brennstoffelemente vom Typ MTR (nach dem amerikanischen **M**aterial **T**est **R**eactor) aus einer Uran-Aluminium-Legierung; das Uran ist mit 90% ^{235}U angereichert. Jedes Element besteht aus 12 Platten, entsprechend einer Masse von etwa 4 kg ^{235}U; 24 Elemente aus Graphit dienen als Reflektor. Die Reaktorleistung wird mit Hilfe von vier Borkarbidstäben und einem Regelstab aus rostfreiem Stahl gesteuert.

Ein Teil des Beckenwassers strömt durch den Reaktorkern und führt die in ihm entstehende Wärme ab, indem es diese in einem Wärmeaustauscher, der mit Grundwasser gekühlt wird, überträgt. Zwischen dem das Beckenwasser enthaltenden Primärkreis und dem mit Grundwasser gespeisten Sekundärkreis besteht keine Verbindung. Eine Ionenaustauscher-Anlage dient zur kontinuierlichen Reinigung des Beckenwassers.

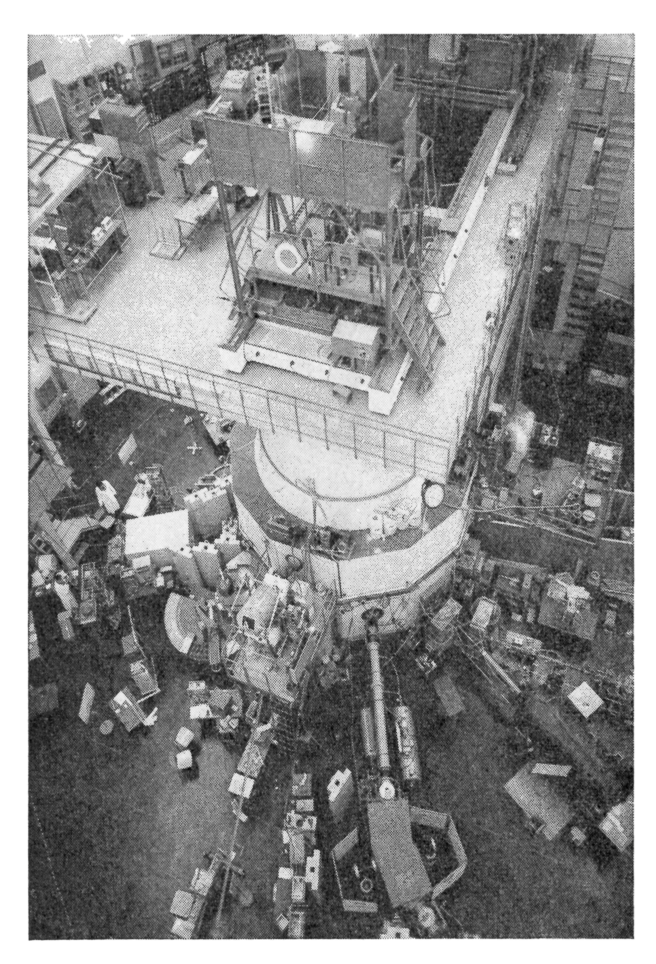


Abb. 16
Blick in die Experimentierhalle des Forschungsreaktors München:
Die aufgebauten Experimentieranordnungen sind jeweils an ein Strahlrohr angeschlossen.

Der wegen der leichten Zugänglichkeit und der Beweglichkeit des Reaktorkerns als Strahlungsquelle für Forschungsaufgaben besonders gut geeignete Reaktor dient ausschließlich der Grundlagen-Forschung in Physik und Radiochemie und der gründlichen Ausbildung von jungen Wissenschaftlern und Ingenieuren.

An elf durch die Betonabschirmung hindurchgeführten Strahlrohren des Reaktors, aus denen die Reaktorstrahlung austritt, werden zur Zeit etwa 25 wissenschaftliche Arbeiten durchgeführt. Im Zusammenhang mit dem Reaktor werden noch rund 40 weitere Experimente aus-

geführt (Abb. 16). Außerdem werden jährlich etwa 1700 Proben mit Neutronen bestrahlt.

Die Schwerpunkte der am FRM betriebenen Forschung liegen auf folgenden Gebieten:

- Festkörperphysik (Mößbauereffekt, Bestrahlungen im Reaktor bei der Temperatur von flüssigem Helium, Streuung von Neutronen).
- Kernphysik (zum Beispiel Kernspaltung, Spektroskopie, Neutronen-Kernreaktionen).
- Radiochemie (Aktivierungsanalyse, Chemie der Rückstoßkerne).

5. Forschungsreaktor des Hahn-Meitner-Instituts für Kernforschung Berlin

Homogener Lösungsreaktor

Der Forschungsreaktor des Hahn-Meitner-Instituts für Kernforschung Berlin ist ein homogener Lösungsreaktor, wie er auf S. 18 erwähnt wurde. Er hat eine Dauerleistung von 50 kW und wird mit Uranylsulfat mit einer Anreicherung an ^{235}U von 20% in wäßriger Lösung betrieben. Der Kerntank, der als Prinzipskizze in Abb. 17 wiederge-

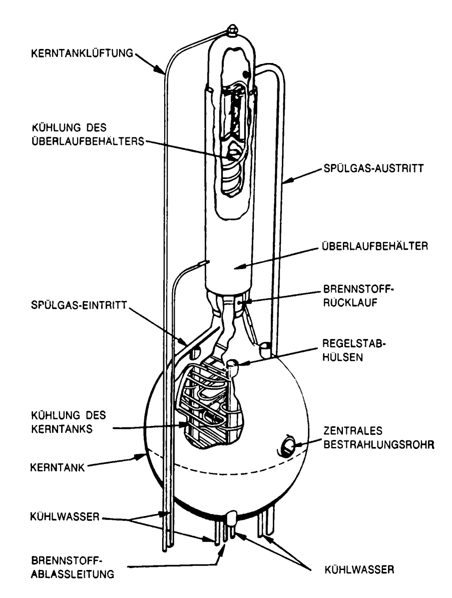


Abb. 17

Kerntank mit Überlaufbehälter

geben ist, besteht aus einem kugelförmigen Gefäß aus rostfreiem Stahl von 40 cm Durchmesser. Die Kühlung geschieht durch ein geschlossenes primäres und ein offenes sekundäres System. Der Kerntank wird von vier senkrechten Rohren für die Regelstäbe durchsetzt. Die oben angeschweißte Überlaufkammer dient zur Aufnahme

von etwa einem Liter Spaltstofflösung, falls diese wegen eines unvorhergesehenen Leistungsanstiegs durch Gasblasenbildung aus dem Kerntank heraufgedrückt wird. Wird ein Liter Spaltstofflösung aus der Kugel entfernt, ist die Anordnung nicht mehr kritisch. Die kritische Masse beläuft sich auf 1,72 kg ^{235}U in 23,38 Liter Uranylsulfatlösung. Ein zentrales Bestrahlungsrohr durchsetzt den Kerntank. Der Neutronenfluß beträgt ca. 10^{12} n/cm^{2}sec. Neben einer thermischen Säule (150 · 150 cm^2; vergl. S. 53) stehen 13 Bestrahlungsrohre für Experimentierzwecke zur Verfügung.

Der Reaktor, der am 24. 7. 1958 erstmals kritisch wurde, gehört zum Hahn-Meitner-Institut für Kernforschung Berlin, das an die Tradition des ehemaligen Kaiser-Wilhelm-Instituts für Chemie in Berlin-Dahlem anknüpft. Hier wurden besonders durch Otto Hahn, Lise Meitner und Fritz Straßmann viele Untersuchungen auf dem Gebiet der Radioaktivität durchgeführt, vor allem wurde die Kernspaltung des Urans im Jahre 1938 entdeckt.

Das Institut besteht zur Zeit aus den vier Sektoren für Kernchemie, Strahlenchemie, Kernphysik und Mathematik. Die Aufgaben des Berliner Reaktorinstituts sind: Forschung, Ausbildung und die Ausführung von Aufträgen für Wissenschaft, Medizin und Industrie.

Bei der Auswahl des Reaktortyps war außer der Betriebssicherheit und den Betriebskosten vornehmlich seine spezielle Eignung für reaktorchemische Arbeiten maßgebend. Die gasförmigen Spaltprodukte, die zusammen mit den bei der Radiolyse gebildeten Gasen aufgefangen werden, bilden eine starke Gamma-Strahlenquelle. Die Gesamtaktivität der bei Dauerbetrieb von 50 kW gebildeten Spaltprodukte beträgt 320 000 Curie; davon entfallen auf die gasförmigen Spaltprodukte Krypton, Xenon, Brom und Jod 51 000 Curie. Die Dosisleistung der eingeschlossenen Gase beträgt in 20 cm Abstand etwa 10^5 r/h, die für viele strahlenchemische und physikalische Untersuchungen ausreichend ist. Der Neutronenfluß des homogenen Reaktors ermöglicht ferner die Herstellung einer großen Zahl von radioaktiven Isotopen (Radionukliden) für kernchemische Untersuchungen und für die Anwendungen als Leitisotope.

6. Forschungsreaktor des Instituts für Kernphysik der Universität Frankfurt/Main

Dem 1957—1960 errichteten Institut für Kernphysik der Johann-Wolfgang-Goethe-Universität in Frankfurt am Main wurde als Stiftung der Farbwerke Hoechst AG ein homogener Forschungsreaktor (FRF) mit 50 kW thermischer Leistung angegliedert (Abb. 18). Es handelt sich um die gleiche Konstruktion der amerikanischen Firma Atomics International, die auch im Hahn-Meitner-Institut in Berlin steht (vgl. S. 45); der Reaktor wurde am 10. 1. 1958 kritisch.

Dem Frankfurter Institut stehen für sein Arbeitsprogramm auf dem Gebiet der kernphysikalischen Grundlagenforschung neben dem Reaktor als Strahlungsquelle zwei Teilchenbeschleuniger für Kernreaktionen mit geladenen Teilchen, ein Kaskadengenerator bis 1,3 MeV und ein Van de Graff-Bandgenerator für 6 MeV zur Verfügung. Gemäß der Empfehlung des Wissenschaftsrates ist die Kernphysik an der Universität Frankfurt ein Schwerpunktgebiet und erfährt dort

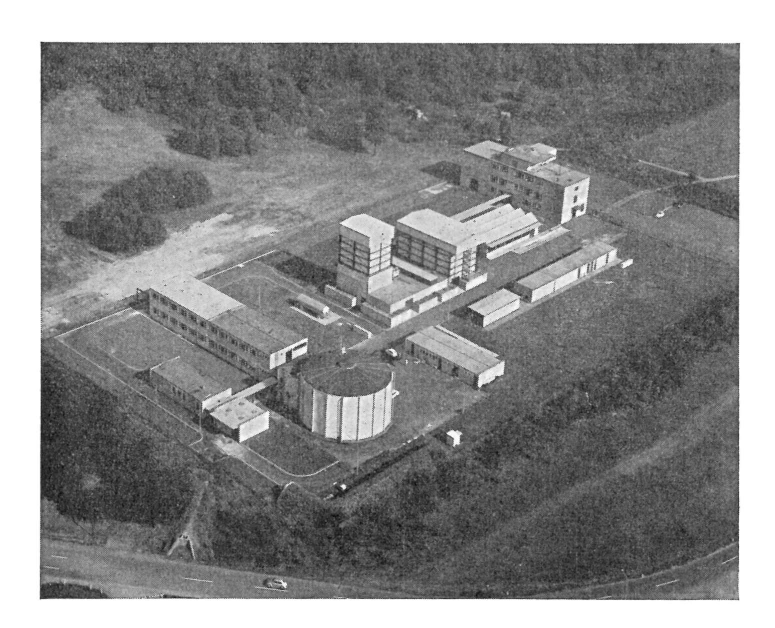


Abb. 18

Luftbildaufnahme des Instituts für Kernphysik der Universität Frankfurt/Main (Copyright by Aero-Lux, Frankfurt/M., CN-11 886, freigegeben durch das Hessische Ministerium für Wirtschaft und Verkehr, Nr. 302/62).

eine starke Förderung; der Lehre wird neben der Forschung besondere Aufmerksamkeit gewidmet. Das Forschungsprogramm umfaßt im wesentlichen die Kernphysik im Bereich niederer Energien bis rund 25 MeV, insbesondere Untersuchungen zur Struktur des Atomkerns und der Neutronenphysik, aber auch Arbeiten auf dem Gebiet der kosmischen Strahlung.

7. Forschungsreaktor der Universität Mainz

Triga-Reaktor

Das Institut für Anorganische Chemie und Kernchemie der Johannes Gutenberg-Universität Mainz ist mit einem Forschungsreaktor „Triga"[14] der amerikanischen Firma General Atomic Division of General Dynamics (San Diego, Kalifornien) ausgerüstet.

Die Besonderheit dieses Reaktors sind seine Brennelemente. Sie sind homogen, aber in festem Zustand und bestehen aus einer Legierung des Brennstoffs Uran, das zu 20% mit Uran 235 angereichert ist, mit dem Moderator Zirkonhydrid (ZrH). Das Zirkon-Uran-legierte homogene

---

[14] Das Wort Triga ist gebildet aus: **T**raining, **R**esearch, **I**sotope der **G**eneral **A**tomic.

Brennelement (8 Gewichtsprozent U; 91 Gewichtsprozent Zr; 1 Gewichtsprozent H) besitzt sehr günstige kernphysikalische Eigenschaften, da sich diejenigen von Brennstoff und Moderator gut vereinigen. Ein besonders charakteristisches und für die Sicherheit des Triga-Reaktors wichtiges Merkmal ist sein augenblickliches Reagieren auf eine Temperaturerhöhung. Bei jeder Temperaturerhöhung geht die Neutronenproduktion im Reaktorkern (d. h. seine Reaktivität) prompt zurück, so daß der Reaktor automatisch, ohne äußere Kontrollvorrichtungen in sicheren Grenzen gehalten werden, er also nicht „durchgehen" kann.

Um den Reaktor jedoch vielseitig zu verwenden, ist außerdem noch ein übliches Kontrollstabsystem aus Borkarbid vorhanden. Die Antriebsvorrichtungen für die Kontrollstäbe befinden sich auf einer Brücke oberhalb des mit Wasser gefüllten Reaktorbeckens (Abb. 19).

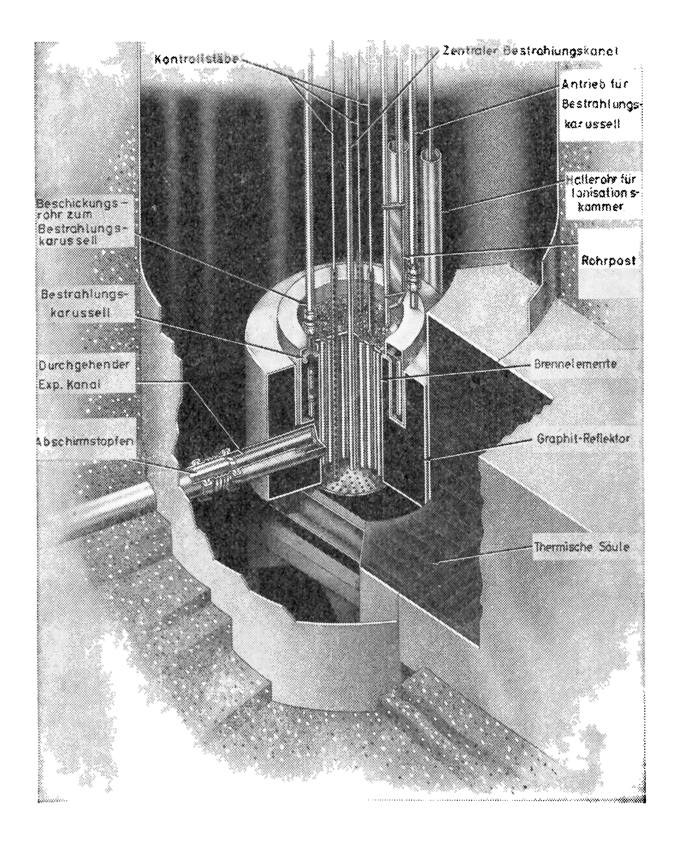


Abb. 19 Trigareaktor

Die Strahlung des auf dem Boden des Reaktortanks stehenden Reaktorkerns wird durch die darüberliegende etwa 5 m hohe Wassersäule abgeschirmt. Die Brennelemente werden oben und unten durch zwei Lochplatten aus Aluminium gehalten. Das Core ist von einem hohlzylindrischen Graphitreflektor von 30 cm Dicke umgeben. Der Reaktor ist für einen Dauerbetrieb von 100 kW ausgelegt. Die natürliche Konvektion des Wassers reicht für die Kühlung aus.

Der Reaktor des Mainzer Instituts für Kernchemie dient reinen Forschungszwecken. Er besitzt ein zentrales Bestrahlungsrohr von 3,4 cm Innendurchmesser, das von der Oberkante des Reaktorbeckens durch den Reaktorkern führt; ferner durchdringen noch vier horizontale Experimentierkanäle die Abschirmung und reichen bis unmittelbar an den Reflektor, eins bis zum Kern; weiterhin ist eine thermische Säule ($1{,}2 \cdot 1{,}2 \cdot 1{,}5\ m^3$) vorhanden. Im Oberteil des Graphitreflektors bietet ein „Bestrahlungskarussell" mit 40 Probenbehältern die Möglichkeit einer Erzeugung von Radioisotopen in großer Anzahl. Radioisotope mit sehr kurzer Halbwertszeit können mit einer Rohrpostanlage auf schnellstem Wege ins Laboratorium befördert werden.

Erwähnenswert ist noch eine sogenannte Pulseinrichtung, die die Durchführung von Forschungsvorhaben besonders auf kernchemischem Gebiet mit hohem Neutronenfluß gestattet. Im „Pulsbetrieb" sind für den Bruchteil einer Sekunde kontrollierte Neutronenflüsse erzielbar, die 100 bis 1000 mal so hoch sind wie die im Normalbetrieb. Man erzeugt den Neutronenstoß, indem man einen Kontrollstab, der die Neutronen absorbiert, in sehr kurzer Zeit — etwa $^1/_{10}$ sec — aus dem Reaktorkern herausstößt. Durch den dadurch entstehenden starken Neutronenfluß steigt mit der Leistung die Temperatur sehr schnell an. Wegen der bereits beschriebenen Eigenschaften des Uran-Zirkonhydrid-Elements bedeutet aber der plötzliche Temperaturanstieg eine ebenso prompte Abnahme der Reaktivität und damit der Reaktorleistung. Es wird also das Durchgehen des Reaktors verhindert, ohne daß eine manuelle oder automatische Steuerung betätigt werden muß. In einem solchen Puls, der nur Bruchteile von Sekunden dauert, kann der Triga-Reaktor auf eine Leistung von 250 MW gebracht werden.

8. Forschungs- und Meßreaktor der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt in Braunschweig

Die Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB) als technische Oberbehörde für das Meßwesen in der Bundesrepublik hat in die Planung einen Kernreaktor für Forschungs-, Meß- und Prüfzwecke einbezogen. Seine Aufgaben bestehen in der Prüfung und Weiterentwicklung bekannter sowie in der Schaffung neuer Methoden der Strahlungsmeßtechnik, insbesondere zur Messung der Flußdichte langsamer und schneller Neutronen in Reaktoren und ihrer Energieverteilung an den verschiedenen Stellen eines Reaktors. Damit verbunden sind Untersuchungen und Prüfungen auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitstechnik und der Strahlenschutztechnik. Diese Untersuchungen und Prüfungen erfordern spezielle Einrichtungen in dem Reaktor und eine besondere Betriebsweise, die sich mit den abweichenden Aufgaben anderer Reaktoren nicht vereinbaren läßt. Daher errichten auch die Schwesterinstitute der PTB in den USA

und in Großbritannien, das National Bureau of Standards in Washington und das National Physical Laboratory in Teddington bei London, eigene Meß- und Prüfreaktoren.

Neben diesen speziellen Aufgaben soll der PTB-Reaktor auch Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Neutronenphysik dienen sowie einer Anzahl der über 80 Laboratorien der Bundesanstalt Untersuchungen auf ihren Gebieten (z. B. der ferromagnetischen Stoffe, der Radiochemie, der Halbleiter) ermöglichen.

Swimming-pool-Reaktor Als PTB-Reaktor wurde der wohlerprobte Schwimmbad-Reaktor (vgl. S. 26) gewählt. Er besitzt ein zylindrisches mit Wasser gefülltes Becken von 3,50 m Durchmesser und rund 9 m Tiefe, in dem in etwa 7 m Tiefe der Reaktorkern an drei Aluminiumsäulen aufgehängt ist.

Der Reaktorkern besteht aus der üblichen quadratischen Anordnung von etwa 25 Brennstoffelementen. Die Grundplatte, auf der die Brennstoffelemente stehen, ist jedoch so groß gewählt, daß nach Erprobung der konventionellen Kernanordnung der Kern in zwei Teile geteilt werden kann, zwischen die ein 75 cm breiter, mit schwerem Wasser gefüllter Behälter gesetzt wird. In diesem Behälter, durch den ein Meßkanal hindurchführt, besteht ein für die Aufgaben der Bundesanstalt erforderliches homogenes Feld langsamer Neutronen mit einer maximalen Neutronenflußdichte zwischen 10^{12} und 10^{13} Neutronen/cm^2sec. Die Nennleistung des Reaktors wird 1000 kW betragen. Das Reaktorbecken steht in einer großen Experimentierhalle und ragt mit seinem oberen Ende in einen kleineren, über der Halle befindlichen gasdichten und druckfesten Raum hinein.

9. Kernreaktor-Versuchsanlagen der Reaktorindustrie

a) Siemens-Argonaut-Reaktor (SAR) und Siemens-Unterrichts-Reaktor (SUR)

Argonaut-Reaktor In unmittelbarer Nähe des Forschungsreaktors der TH München in Garching (vergl. S. 43) hat sich für Zwecke der eigenen Reaktorentwicklung die Firma Siemens-Schuckertwerke AG einen Reaktor nach dem Argonaut-Typ gebaut. Der erste Reaktor dieser Art wurde in der Schule für Nuclear Science and Engineering im Argonne National Laboratory (USA) für die Ausbildung von Studenten der Reaktorphysik und Kerntechnik entwickelt. Die Münchener Argonaut-Anlage, der erste Reaktor aus deutscher Fertigung, wurde erstmals im Juni 1959 kritisch.

Reaktoraufbau Die Strahlenabschirmung bewirkt ein großer Betonwürfel, in dem sich zentral der Reaktorkern befindet (Abb. 20). Er besteht aus einem inneren und einem äußeren Aluminiumtank in konzentrischer Anordnung mit dem dazwischenliegenden ringförmigen Core. Dieser Ringspalt enthält die plattenförmigen Brennelemente aus angereichertem Uran (20% ^{235}U) und Graphitfüllstücke; er ist aufgefüllt mit Wasser als Moderator und Kühlmittel. Den äußeren Tank umgibt ein Graphitwürfel, der als Reflektor für die Neutronen dient. Die ringförmige Anordnung der Brennelemente hat den Vorteil, daß sich in dem großen von ihnen umschlossenen Volumen eine ziemlich gleichförmige

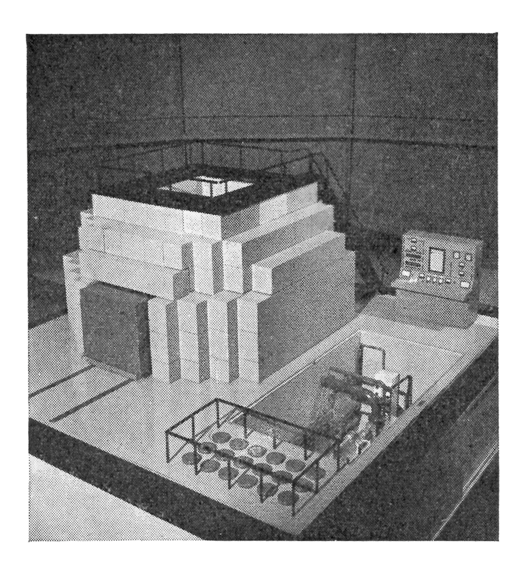


Abb. 20
Der Reaktorkern des Siemens-Argonaut-Reaktors (SAR) ist von einer dicken Mauer aus Beton-Steinen umgeben und von oben zugänglich. Rechts im Bild die Grube mit Ablaßbehälter und Kühlkreislauf; davor das Lager für nicht benötigte Brennelemente; im Hintergrund das Schaltpult.

Neutronendichte ergibt. Die gesamte Anlage läßt sich leicht umbauen, falls die Experimente dies erfordern. Auch die Anordnung der Brennelemente in der Ringzone kann modifiziert werden.

Die Leistung ist auf 1 kW, kurzzeitig auf 10 kW ausgelegt; entsprechend erhält man in der Ringzone einen Neutronenfluß bis zu 10^{11} n/cm^2 sec. Zum Anfahren, d. h. zur Einleitung der Kettenreaktion, besitzt der Argonaut-Reaktor eine Neutronenquelle aus Antimon-Beryllium[15].

Im allgemeinen genügt zur Wärmeableitung die natürliche Wärmekonvektion des Wassers; es sind aber — für größere Leistungen und für Versuche bei höheren Temperaturen — eine Umwälzpumpe eingebaut, Rohrheizkörper und ein Wärmeaustauscher vorgesehen. Ein Argonaut-Reaktor fast der gleichen Ausführung, aber für eine geringere Leistung wurde an das Kernforschungszentrum Karlsruhe geliefert. Er dient dort wissenschaftlichen und technischen Forschungsaufgaben (vergl. S. 31).

Siemens-Unterrichts-Reaktor

Das Institut für Allgemeine und Kernverfahrenstechnik der Technischen Universität Berlin hat einen Siemens-Unterrichts-Reaktor vom

[15] Antimon 124 (^{124}Sb), ein Gammastrahler mit einer Halbwertszeit von 60 Tagen, ist von einem Hohlzylinder aus Beryllium umgeben. Gammaquanten von ^{124}Sb zertrümmern die Berylliumkerne; es entstehen bei jeder solchen Kernreaktion zwei Heliumatome und ein freies Neutron nach der Reaktionsgleichung:

$$^{9}_{4}\mathrm{Be} + \gamma \rightarrow 2\,^{4}_{2}\mathrm{He} + \mathrm{n}$$

Typ SUR 100 mit der noch kleineren Dauerleistung von 0,1 Watt zur Verfügung. Dieser erste deutsche Schulungsreaktor ist zum erstenmal am 17. 7. 1963 kritisch geworden. Mit seiner Hilfe können nunmehr auch in der Bundesrepublik Deutschland Ingenieure auf der Hochschule im Rahmen kerntechnischer Praktika in die Reaktorphysik und Reaktortechnik eingeführt werden. Ein weiterer SUR 100 wird bis Ende 1963 in Stuttgart im Institut für Hochtemperaturforschung der Technischen Hochschule betriebsfertig. Auch hier sollen insbesondere dem Ingenieur kerntechnische Fragestellungen nahegebracht werden. Für die Technische Hochschule Darmstadt ist ein Unterrichtsreaktor gleichen Typs am 23. 9. 1963 erstmals in Betrieb genommen. Er ist ein wesentlicher Bestandteil des Reaktorpraktikums in Darmstadt.

Unter Verzicht auf hohen Neutronenfluß ist dieser reine Unterrichtsreaktor so ausgelegt, daß weder Kühlung noch Abluft-Anlagen nötig sind. Er kann ohne besondere bauliche Maßnahmen in jedem Laboratorium, in jeder Hochschule oder technischen Lehranstalt für Praktikumszwecke aufgestellt werden (Abb. 21). Der Reaktorkern ist aus

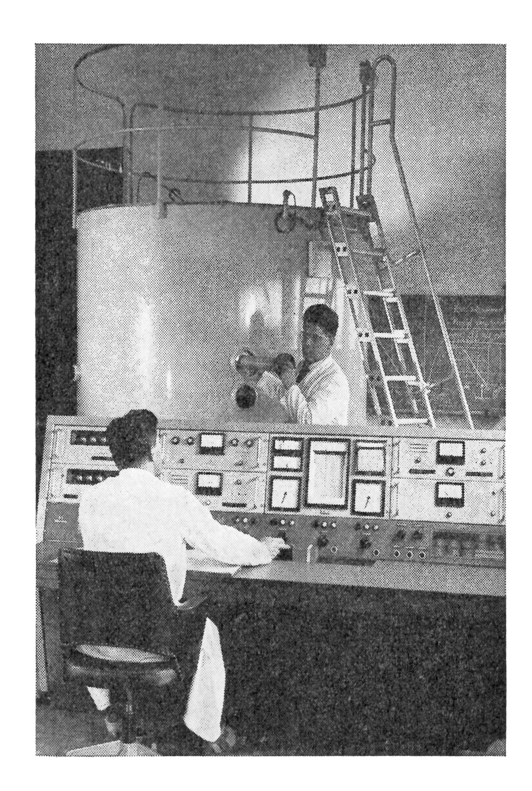


Abb. 21
Siemens-Unterrichts-Reaktor (SUR 100) mit Reaktorkessel, zwei Experimentierkanälen und Schaltpult

einzelnen Platten aufgebaut, die aus einer homogenen Mischung von U_3O_8-Pulver (20% Anreicherung an ^{235}U) als Kernbrennstoff und Polyäthylen als Moderator bestehen. Der Kern ist von allen Seiten von einer 20 cm starken Reflektorschicht aus Graphit umgeben. Die kritische Masse beträgt etwa 700 g ^{235}U.

Für Experimente stehen drei horizontale Kanäle zur Verfügung, von denen einer durch die Mitte des Reaktorcore hindurchführt, und eine thermische Säule aus Graphit mit vier vertikalen Kanälen. Eine thermische Säule ist ein relativ großer und dicker Graphitkörper, der von außen bis an das Reaktorcore heranreicht. Die großen Geschwindigkeiten der bei der Uranspaltung freiwerdenden Neutronen werden in der dicken Schicht des Moderators Graphit abgebremst, und es stehen an der thermischen Säule für Experimente eine große Zahl von gleichmäßig langsamen, sog. thermischen Neutronen zur Verfügung (vgl. auch S. 17).

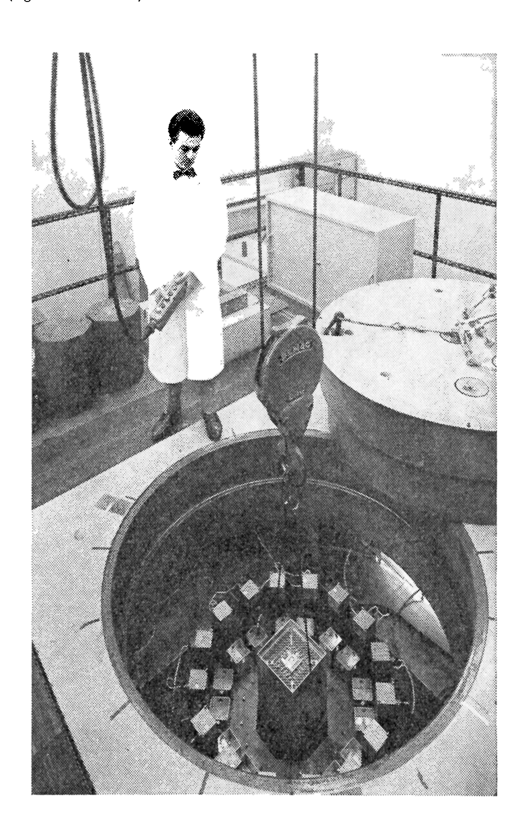


Abb. 22
AEG-Kernenergieversuchsanlage Großwelzheim — Versuch mit einem Prototyp-Leistungsreaktorgitter am AEG-Prüfreaktor PR10 (Argonaut-Typ)

Der Graphit der thermischen Säule befindet sich in einem Aluminiumtank, so daß er leicht durch einen anderen Moderator (z. B. H_2O oder D_2O) ersetzt werden kann. Mit dem Meß- und Reguliersystem des Reaktors ist eine Verriegelungsschaltung gekoppelt, die jede Fehlbedienung sofort unwirksam macht. Wenn die Betriebstemperatur nur um 10° C über den Sollwert steigt, erlischt die Kettenreaktion von selbst. Der SUR ist „inhärent stabil".

b) Prüfreaktor der Allgemeinen Elektricitäts-Gesellschaft (AEG) in Großwelzheim

Argonaut-Typ Die Allgemeine Elektricitäts-Gesellschaft (AEG) betreibt in ihrer Kernenergieversuchsanlage Großwelzheim, die dem Kahler Versuchskernkraftwerk (S. 54) benachbart ist, neben mehreren mechanischen, thermischen und metallurgischen Versuchsständen einen Prüfreaktor vom Typ Argonaut (vergl. S. 50; Abb. 20), an dessen Konstruktion jedoch verschiedene für die dortigen Untersuchungen zweckmäßige Veränderungen vorgenommen wurden. So wurden z. B. die Brennelementpakete in wassergefüllte Aluminiumkästen eingesetzt, die in zwei verschiedenen Ringzonen in dafür vorgesehenen Aussparungen des Graphitblockes angeordnet werden können. Der Prüfreaktor dient vornehmlich zur Messung von Ausgangsdaten für kernphysikalische Berechnungen und zur Prüfung ihrer Ergebnisse, z. B. zur experimentellen Bestimmung des Neutronenvermehrungsfaktors für einen projektierten Leistungsreaktor (S. 58). Abb. 22 zeigt, wie Teile einer Brennelementanordnung eines sog. Reaktorgitters als Meßeinsatz in den Prüfreaktor eingebracht werden. Die auf solche Weise mit dem Prüfreaktor gewonnenen experimentellen Ergebnisse verbessern die berechneten Resultate und erleichtern die oft sehr komplizierten Berechnungsverfahren.

B. Leistungsreaktoren

1. Erstes deutsches Versuchsatomkraftwerk in Kahl/Main

Das Versuchsatomkraftwerk Kahl/Main an der hessisch-bayerischen Landesgrenze, etwa 30 km ostwärts von Frankfurt, ist die erste deutsche Anlage mit einem Leistungsreaktor. Er ist ein Siedewasserreaktor (vgl. S. 24) und wurde am 13. 11. 1960 zum erstenmal kritisch. Der Siedewasserreaktor wurde bis dahin in Europa noch nicht gebaut. Die Allgemeine Elektricitäts-Gesellschaft, Frankfurt am Main (AEG), die den Auftrag auf das schlüsselfertige Kernkraftwerk erhielt, konnte sich beim Bau weitgehend auf die Erfahrungen der amerikanischen General Electric stützen. Es dient in erster Linie dazu, Erfahrungen in der Planung, beim Bau und Betrieb von Kernkraftwerken zu sammeln und Betriebspersonal auszubilden. Am 17. 6. 1961 wurde zum ersten Male in der Bundesrepublik Deutschland Strom aus einem Kernkraftwerk in das Versorgungsnetz eingespeist.

Reaktorgebäude Das Reaktorgebäude ist in Abb. 23 zu sehen. Es besteht aus einer zylindrischen Stahldruckschale mit Halbkugelböden von 46 m Höhe, 13,7 m Durchmesser und 2,1 cm Wandstärke im Zylinder und 1,2 cm

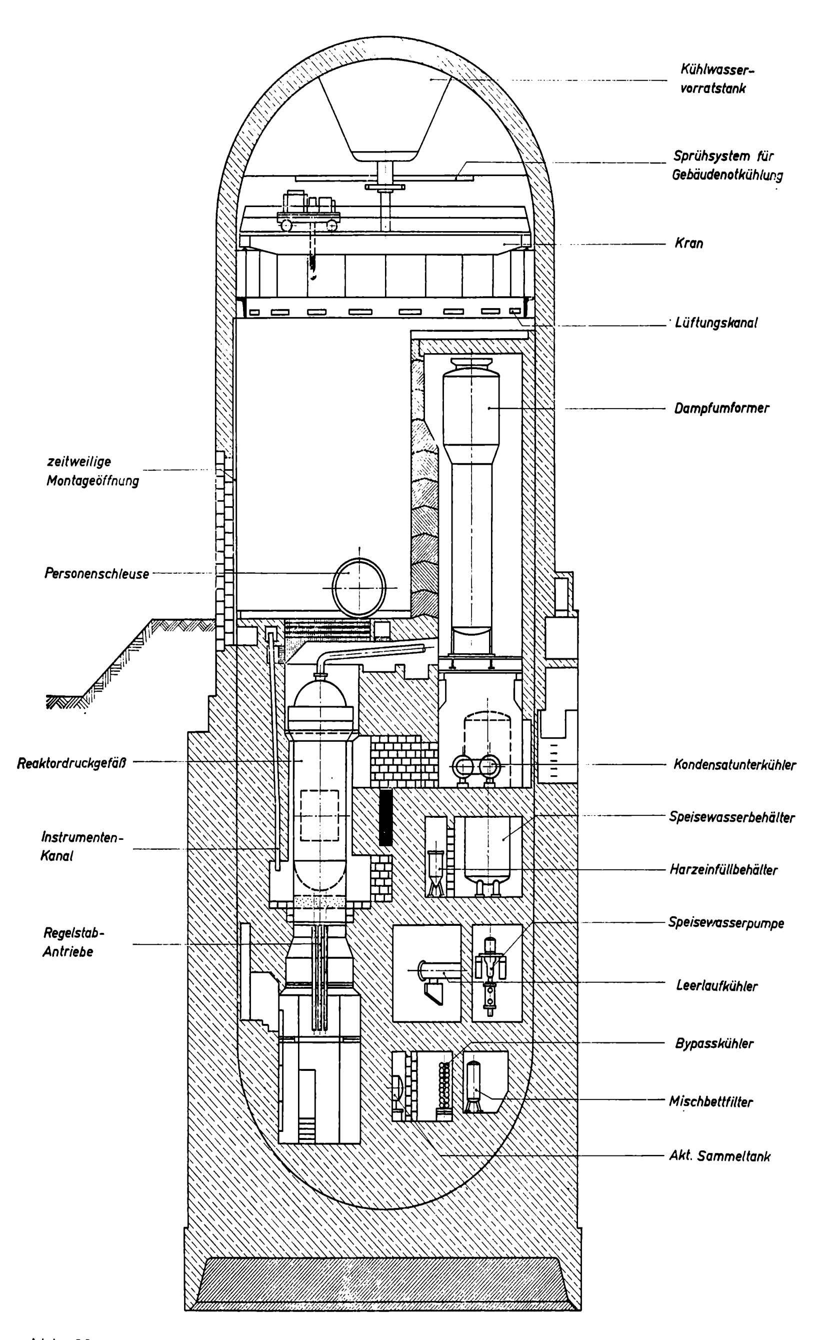


Abb. 23 Versuchsatomkraftwerk Kahl. Längsschnitt durch das Reaktorgebäude.

Wandstärke in den Kugelböden. Zur einfachen Strahlenabschirmung liegt die Druckschale zur Hälfte unter der Erde. Im Reaktorgebäude sind der Reaktor, der Primärkreis nebst sämtlichen Pumpen, Behältern, Armaturen und Rohrleitungen, ferner der Dampfumformer, der Unterkühler, der Primärreinigungskreis und die zum Reaktor gehörigen Nebenkreise untergebracht. Der Druckbehälter ist von einem Betonzylinder umgeben, der über der Erdoberfläche 70 cm stark ist. Die ganze Anlage hat fünf Betriebsstockwerke, die durch einen Treppenaufgang und eine durchgehende Montageöffnung miteinander verbunden sind; schwere Werkstücke können mit einem 30 t-Rundlaufkran bis zum untersten Stockwerk (—18 m) befördert werden.

Reaktorkern Der Reaktor befindet sich in einem zylindrischen Druckgefäß (Abb. 24); es ist nach unten durch einen Kugelboden abgeschlossen, an den Durchführungen für die Steuerstäbe eingeschweißt sind. Der obere Rand ist als Flansch ausgebildet, auf welchen der Reaktordruckgefäßdeckel aufgesetzt wird. Die lichte Höhe des Reaktorgefäßes beträgt 8,25 m, sein lichter Durchmesser 2,44 m und die Wandstärke 10,5 cm, sein Gewicht 100 t. Der Reaktorkern besteht aus 88 Brennelementen. In jedem Brennelement sind je 36 Brennstoffstäbe in einem quadratischen Elementkasten ($11{,}9 \cdot 11{,}9\ cm^2$) zusammengefaßt. Der Brennstoff wird in Form kleiner Preßlinge aus Urandioxyd (UO_2) von 1,59 cm Höhe und 1,26 cm Durchmesser verwendet. Die Hälfte der Brennstoffelemente ist mit 2,3% ^{235}U angereichert, die andere Hälfte mit 2,6%. Das Gewicht des Urankerns beträgt 5545 kg.

Abbrand Eine wichtige Größe bei der Beurteilung eines Leistungsreaktors ist die Energie, die man aus einer bestimmten Menge Kernbrennstoff gewinnen kann, bis das Uran „abgebrannt" ist, d. h. bis soviel ^{235}U-Kerne gespalten sind, daß die Energieproduktion nachläßt. Die aus einer Tonne Uran produzierte Energie gibt man statt in kWh in Megawattagen (MWd) an. Beim Kahler Reaktor wird ein „Abbrand" von 8800 MWd/t Uran garantiert.

Primär- und Sekundärkreis Der Kahler Siedewasserreaktor arbeitet mit Naturumlauf, d. h. das verdampfte Wasser bedarf keiner künstlichen Umwälzung durch Pumpen (Abb. 25). Die in den Brennelementen erzeugte Wärme wird dadurch abgeführt, daß das gleichzeitig als Moderator und Kühlmittel dienende, im Ionentauscher voll entsalzte Wasser verdampft. Dieser primär erzeugte Dampf ist gesättigt bei einem Druck von 71,3 at und einer Temperatur von 286 °C; er wird in einem zwischengeschalteten Wärmetauscher (Dampfumformer) in Sekundärdampf umgewandelt (indirekter Kreislauf). Das Kondensat des Primärdampfes fließt zum Kondensatunterkühler, wärmt das Speisewasser für den Sekundärteil des Wärmetauschers vor und fließt zum Reaktordruckgefäß zurück. Der Sekundärdampf mit einem Druck von 45,6 ata und einer Temperatur von 257 °C betreibt eine eingehäusige einflutige Gleichdruck-Kondensationsturbine. Man könnte den Primärdampf auch direkt der Turbine zuleiten (direkter Kreislauf); dann wären besondere Vorkehrungen an der Turbine notwendig, da der Primärdampf nicht frei von radioaktiven Verunreinigungen ist. Deshalb hat man, um das Genehmigungsverfahren zu erleichtern, den indirekten Kreislauf gewählt. Der Sekundärkreis des Kernkraftwerks befindet sich im Maschinenhaus neben dem Reaktorgebäude. Zwischen dem sog. konventionellen Teil eines Kernkraftwerks und eines

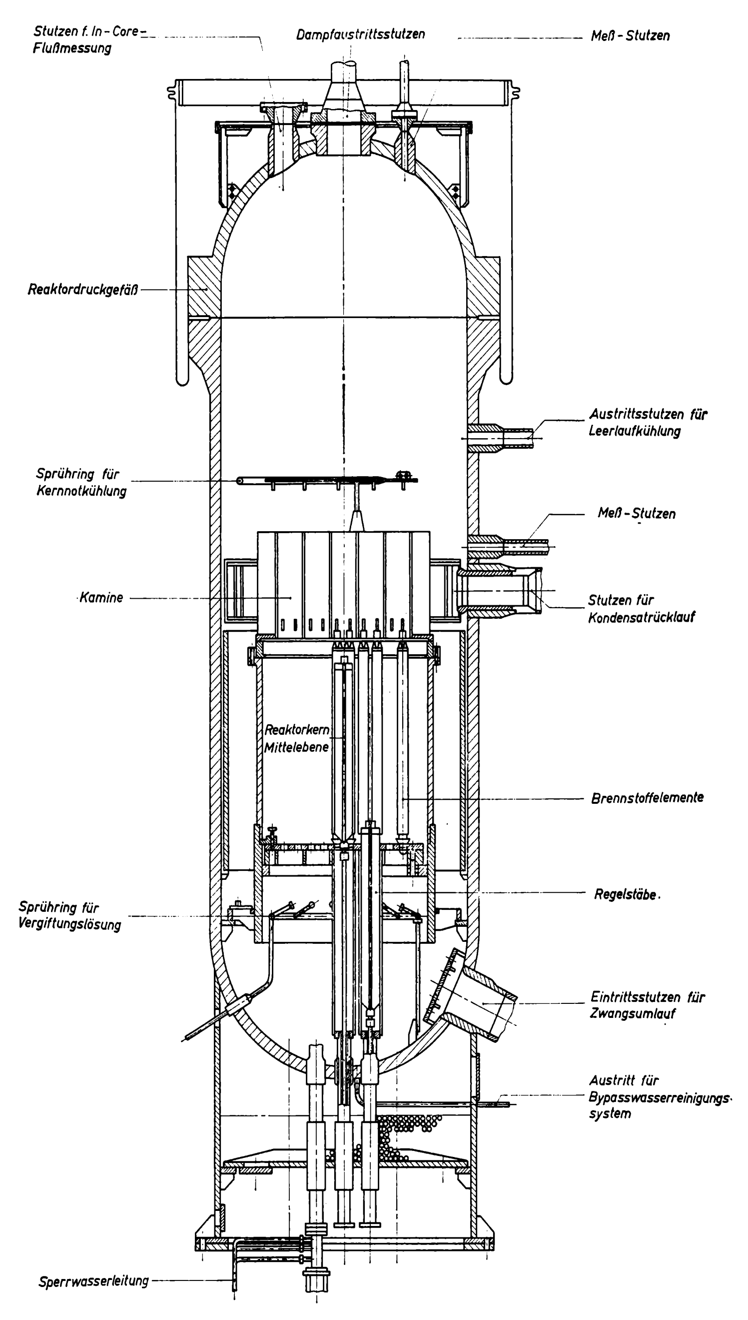


Abb. 24 Versuchsatomkraftwerk Kahl. Längsschnitt durch das Reaktordruckgefäß.

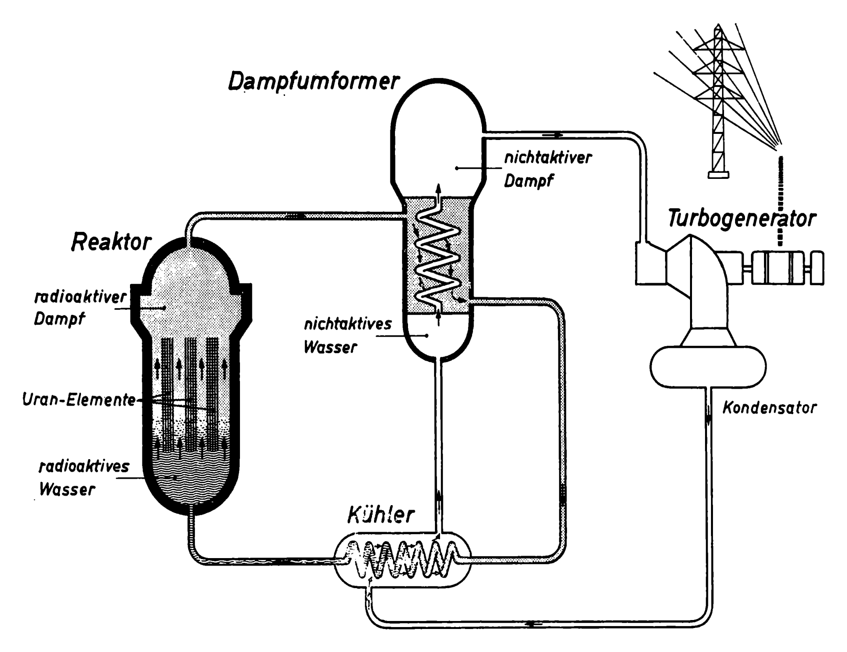


Abb. 25 Schaltbild des Versuchsatomkraftwerkes Kahl am Main

Kohlekraftwerks besteht kein prinzipieller Unterschied. Der Dampfumformer entspricht in seiner Aufgabe einem Dampfkessel, der Turbinenkreislauf ist der gleiche.

Das erste deutsche Versuchskernkraftwerk wurde für die „Versuchsatomkraftwerk Kahl GmbH" gebaut, an der die Rheinisch-Westfälische Elektrizitätswerk AG (RWE) mit 80% und die Bayernwerk AG mit 20% beteiligt sind; Kahl ist somit ausschließlich von der Privatwirtschaft finanziert. Die Gesamtkosten, ausgenommen die Kosten für die Brennelemente und die Bauzinsen, belaufen sich auf rund 35 Mio DM, die Kosten für die Uranfüllung und die Herstellung der Brennelemente einschließlich einer Reserve auf rund 12,5 Mio DM.

Nukleare Überhitzung

Das Kahler Kernkraftwerk ist eine Versuchsanlage, die nicht nur Erfahrungen beim Bau und Betrieb eines Kernkraftwerkes sammeln soll, sie soll auch helfen, das Siedewasserreaktor-Prinzip zu verbessern, um durch höhere Temperaturen des Arbeitsdampfes zu einem besseren Wirkungsgrad des Kraftwerks zu kommen. Das soll erreicht werden durch „nukleare Überhitzung" des im Reaktor erzeugten Dampfes im Siedewasser-Überhitzer-Reaktor, auch kurz Heißdampfreaktor genannt. Die Lösung des Problems kann auf zwei Wegen erfolgen. Der Siedewasser-Reaktorkern und der Überhitzer-Reaktorkern werden in das gleiche Druckgefäß eingebaut, und das Kühlmittel Dampf durchläuft beide Kerne in mehrfachem Umlauf (Umlaufprinzip). Oder aber das eintretende Speisewasser wird in

einem Durchlauf bis zur gewünschten Dampftemperatur überhitzt (Durchlaufprinzip). Für die Durchführung von Großversuchen wurde in den Kahler Reaktor ein Überhitzerkreislauf eingebaut, um neue Brennelemente unter den zukünftigen Betriebsbedingungen zu erproben.

2. Erstes deutsches Großkernkraftwerk in Gundremmingen/Donau

Am 11. 12. 1962 wurden die Aufträge zum Bau des ersten deutschen Großkernkraftwerks in Gundremmingen bei Günzburg, in der Nähe von Ulm an der Donau, erteilt. Dieser Termin ist bedeutsam, weil die Bundesrepublik damit in den Kreis der Nationen eingetreten ist, die Großkernkraftwerke bauen. Hierbei handelt es sich nicht mehr um eine Versuchsanlage, sondern um ein Kernkraftwerk, das Strom zu Kosten liefern soll, die denen eines Steinkohlenkraftwerks gleicher Leistung und gleichen Standorts bereits nahekommen.

Auftraggeber für das Großkernkraftwerk sind wieder wie beim Kahler Versuchsatomkraftwerk (S. 54ff.) die Rheinisch-Westfälische Elektrizitätswerk AG (RWE) und die Bayernwerk AG. Die Aufträge erhielten die AEG, die International General Electric Operations S.A. (USA) und die Hochtief AG, dieselbe Firmengruppe, die auch in Kahl gemeinsam gebaut hat. Termin für die Inbetriebnahme ist 1966.

Siedewasserreaktor

Es wird derselbe Reaktortyp benutzt wie in Kahl, ein Siedewasserreaktor mit einer Wärmeleistung von ca. 800 MW und einer elektrischen Nettoleistung von 237 MW. Der Reaktorkern enthält 51 t Uran mit durchschnittlicher Anreicherung an ^{235}U von 2,5%. Vorläufer und Vorbild dieses deutschen Kernkraftwerks ist das in den Vereinigten Staaten gebaute und seit 1960 in Betrieb befindliche Dresden-Kernkraftwerk (südwestlich von Chicago) mit einer elektrischen Nettoleistung von ca. 200 MW und einem Nettowirkungsgrad von 29,8% — das sind 2% mehr als vorgesehen.

Der Grundremminger Siedewasserreaktor arbeitet im Zweikreislaufbetrieb. Der im Reaktor erzeugte Primärdampf wird der Turbine direkt zugeleitet, und darüber hinaus erzeugt aus dem Reaktor abgeführtes erhitztes Wasser in Wärmetauschern Sekundärdampf, der der Turbine an einer Stelle niedrigen Druckes zugeführt wird. Die Dampf-Wassertrennung erfolgt im Reaktordruckkessel selbst, während bei der „Dresden"-Anlage noch eine separate Dampfabscheidetrommel verwendet wird. Die gesamte Reaktoranlage, die in dem als Stahldruckschale ausgebildeten Reaktorgebäude untergebracht ist, wird erheblich kompakter. In Kahl benötigt man noch 110 m³ umbauten Raumes je MW thermischer Leistung, in Gundremmingen sind es nur noch 44 m³.

3. Hochtemperatur-Kugelhaufen-Reaktor in Jülich

In unmittelbarer Nachbarschaft der Kernforschungsanlage Jülich baut die Brown Boveri/Krupp Reaktorbau GmbH ein Versuchskernkraftwerk, das von den im ersten Teil der Broschüre besprochenen Reaktortypen in verschiedener Weise abweicht.

Die Brennstoffelemente sind nicht stabförmig, sondern bestehen aus Graphitkugeln von 6 cm ⌀, in die der Kernbrennstoff in Form von Urankarbid (20% Anreicherung an ^{235}U) eingebettet ist. Die Kugeln werden in einen Behälter aus Graphitwänden geschüttet.

Es ist vorgesehen den Brennstoff in Form von kleinen sphärischen Urankarbidteilchen, die mit einer gasundurchlässigen Schicht von pyrolytischem Graphit und eventuell Siliziumkarbid überzogen sind, in die Elemente einzubauen. Diese umhüllten Teilchen („coated particles") halten selbst bei hohen Temperaturen weitgehend die gasförmigen radioaktiven Spaltprodukte zurück. Damit kann dieser Reaktor, obwohl die Brennelemente keine Metallhülle haben, mit einem nur gering verseuchten primären Kühlkreislauf betrieben werden. Die maximale Leistung pro Kugel beträgt 2,8 kW.

Ein weiterer Vorteil besteht im Auswechseln der Graphitkugeln während des Reaktorbetriebes. Je nach Bedarf können sie durch mehrere kleine Öffnungen in den Reaktor eingeführt und verbrauchte aus dem Kugelhaufen abgezogen werden. Die nicht umhüllten Graphitkugeln gestatten eine hohe Arbeitstemperatur. Als Moderator wird Graphit und als Strukturmaterial im Reaktor ebenfalls Graphit verwendet. Der Reaktorkern ist nach Art eines Schachtofens für die Kugelschüttung aufgebaut; sie hat einen Durchmesser und eine Höhe von jeweils etwa 3 m. Das Kühlgas — etwa 2000 m^3 Helium unter normalen Bedingungen — strömt unter einem Druck von 10 at durch den Kugelhaufen, erwärmt sich von 200 °C auf 850 °C und wird in dem über dem Reaktorkern liegenden Dampferzeuger, die beide in einen gemeinsamen Stahlbehälter (Einbehälterbauweise) untergebracht sind, auf 180 °C abgekühlt. Der Dampferzeuger ist ein Zwangsdurchlaufsystem für 74 atü und 505 °C. Das Kernkraftwerk, das als Versuchsanlage für spätere größere Anlagen gelten soll, wird eine thermische Leistung von 46 MW und eine elektrische Leistung von 15 MW haben.

Der Auftrag für dieses erste deutsche Hochtemperatur-Kernkraftwerk wurde am 13. 8. 1959 von der „Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR), Düsseldorf", einer Vereinigung kommunaler Energieversorgungsunternehmen, erteilt, 1960 wurde mit der Bauarbeit begonnen, 1964 soll dieses Kernkraftwerk den Versuchs- und Probebetrieb aufnehmen.

Ausblick

Nachdem wir den Stand der deutschen Reaktorentwicklung kennengelernt haben, wollen wir zum Schluß einen Blick in die Zukunft werfen. Der Zeitpunkt ist zumindest für eine Vorausschau der Ereignisse der nächsten Jahre besonders geeignet, weil die Deutsche Atomkommission, das Beratungsorgan des Bundesministeriums für wissenschaftliche Forschung auf dem Gebiet der Kernforschung, Kerntechnik und Atomwirtschaft, ein Fünfjahresprogramm[16] zur schnellen Entwicklung der Kernforschung, Kerntechnik und Atomwirtschaft in der Bundesrepublik Deutschland am 4. Mai 1963 beschlossen hat. Dieses Programm soll eine langfristige Planung und Durchführung der notwendigen Arbeiten unter bestmöglicher Nutzung der verfügbaren Mittel und Kräfte gewährleisten. Für die fünf Jahre von 1963 bis 1967 werden rund 2,5 Mrd. DM für erforderlich gehalten; davon entfallen nach dieser Planung auf die Grundlagenforschung

[16] Das Atomprogramm der Bundesrepublik Deutschland, das sich wie das zweite Fünfjahresprogramm der Europäischen Atomgemeinschaft auf den Zeitraum von 1963 bis 1967 erstreckt, wurde im August 1963 vom Bundesminister für wissenschaftliche Forschung, 532 Bad Godesberg, Luisenstraße 46, veröffentlicht. Interessenten können von dem Pressereferat dieses Ministeriums Freistücke erhalten.

1,1 bis 1,2 Mrd DM, auf die angewandte Forschung 400 bis 500 Mio DM und auf die Entwicklung in der Kerntechnik ohne die Investitionen für Kernkraftwerke 1,0 bis 1,1 Mrd DM. Die Deutsche Atomkommission empfiehlt auf kerntechnischem Gebiet die „unverzügliche" Inangriffnahme von zwei großen Kernkraftwerken und den Bau von mindestens drei Reaktoren, die als Prototypen für weitere Entwicklungen dienen, und schließlich den Bau einer Kernenergie-Schiffsantriebsanlage. Nach dem vorgelegten Programm soll der Bau von großen Kernkraftwerken nicht mehr wie bisher der Initiative der Reaktorbauindustrie und den Elektrizitätsversorgungsunternehmen überlassen bleiben, sondern mit öffentlichen Mitteln tatkräftig gefördert werden. Besonders für die Entwicklung und den Bau von Reaktoren, die Glieder einer hoffnungsvollen Entwicklung sind, für die zunächst aber noch keine Wirtschaftlichkeit erwartet werden kann, sog. Prototypanlagen, ist eine Beteiligung des Staates vorgesehen. Dieses neue Fünfjahresprogramm birgt bei seiner Durchführung gute Möglichkeiten, den großen Rückstand, in dem sich die deutsche Reaktorentwicklung befindet, zu verringern. Die Wirtschaft eines hochentwickelten Industrielandes, wie es die Bundesrepublik Deutschland ist, würde bei einem Zurückbleiben in der modernen Technik tiefgreifende Beeinträchtigungen erleiden; deshalb sind die Anstrengungen, den Anschluß an den Stand der Kerntechnik in führenden ausländischen Staaten zu gewinnen, von besonderer Bedeutung.

Im Vorwort zum „Atomprogramm der Bundesrepublik Deutschland 1963—1967" schreibt der Bundesminister für wissenschaftliche Forschung, Hans Lenz, u. a.:

„*Das deutsche Atomprogramm, das sich in Anlehnung an den Fünfjahreszeitraum des Zweiten Forschungsprogrammes der Europäischen Atomgemeinschaft über die Jahre von 1963 bis 1967 erstreckt, enthält keine Festlegungen im Sinne eines starren Planes, sondern stellt eine Leitlinie dar für möglichst zweckmäßige Förderungs- und Planungsmaßnahmen der öffentlichen und privaten Hand, die laufend verbessert und an die schnell fortschreitende Entwicklung angepaßt werden können. Die Autoren des Programmes haben sich bewußt darauf beschränkt, den zu seiner Verwirklichung notwendigen Bedarf an öffentlichen Finanzierungsmitteln anzugeben. Sie haben die Aufwendungen der privaten Wirtschaft für diese Zwecke außer acht gelassen und vertrauen auf die Initiative, Verantwortungs- und Risikobereitschaft des freien Unternehmertums. Bezüglich der Aufwendungen der öffentlichen Hand rechnen sie mit der Unterstützung von Parlament und Regierung.*"

Tabelle 8

Reaktoren in der

A. Forschungsreaktoren (Forschungs-, Unterrichts- und Prüfreaktoren)

Standort und Bezeichnung	Reaktortyp	Verwendungszweck	Betreiber	Wärmeleistung in kW	maximaler thermischer Neutronenfluß (n/cm²sec)	Kühlmittel
1. Garching b. München (FRM)	Schwimmbad	Forschung	Laboratorium f. Technische Physik der TH München	1000	$2{,}5 \cdot 10^{13}$	H_2O
2. Frankfurt a. Main (FRF)	Water boiler (homogener Lösungsreaktor)	Forschung	Institut f. Kernphysik der Universität Frankfurt a. Main	50	ca. 10^{12}	H_2O
3. Berlin-Wannsee (BER)	Water boiler (homogener Lösungsreaktor)	Forschung	Hahn-Meitner-Institut f. Kernforschung Berlin	50	ca. 10^{12}	H_2O
4. Geesthacht/ Elbe (FRG)	Schwimmbad mit zwei Kernen	Forschung u. Untersuchungen zur Entwicklung von Schiffsreaktoren (z. B. Abschirmung; Korrosion)	Gesellschaft f. Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schiffahrt mbH, Hamburg	5000	$3{,}2 \cdot 10^{13}$	H_2O
5. Leopoldshafen bei Karlsruhe (FR 2)	Schwerwasserreaktor	Forschung; Prüfung von Brennelementen u. Material; Produktion von Radioisotopen	Kernreaktor Bau- u. Betriebs-GmbH, Karlsruhe	12 000	$3 \cdot 10^{13}$	D_2O
6. Jülich (MERLIN)	Schwimmbad	Forschung; Materialuntersuchungen, Produktion von Radioisotopen	Kernforschungsanlage Jülich (KFA Jülich)	5000	ca. $8 \cdot 10^{13}$	H_2O
7. Jülich (DIDO)	Schwerwasser	Forschung; Materialuntersuchungen, Produktion von Radioisotopen	Kernforschungsanlage Jülich (KFA Jülich)	10 000	ca. $1{,}8 \cdot 10^{14}$	D_2O
8. Garching b. München (SAR)	Argonaut	Ausbildung u. Forschung	Siemens-Schuckertwerke AG, Erlangen	1 (kurzzeitig 10)	bei 10 kW 10^{11}	H_2O
9. Großwelzheim bei Aschaffenburg	Argonaut	Prüfreaktor	AEG	0,1	$3 \cdot 10^{8}$	H_2O

Bundesrepublik Deutschland

Moderator	Kernbrennstoff	Herstellerfirma und deutsche Hauptkontraktfirma	Auftraggeber	Finanzierung	Stand Anfang 1964
H_2O	angereichertes Uran (20%) 4 kg ^{235}U	AMF (American Machine & Foundry Co. — USA) mit MAN	Land Bayern	Land Bayern und Bund	in Betrieb seit 31. 10. 1957
H_2O	20% angereich. Uranylsulfat in wäßriger Lösung (ca. 1,4 kg ^{235}U)	Atomics International (USA) mit AEG, BBC, Mannesmann und SSW	Land Hessen	Farbwerke Hoechst (Reaktor), Bund (Geräte), Stadt Frankfurt (Gebäude)	in Betrieb seit 10. 1. 1958
H_2O	20% angereich. Uranylsulfat in wäßriger Lösung (ca. 1,3 kg ^{235}U)	Atomics International (USA) mit AEG, Borsig, Pintsch-Bamag und SSW	Senat Berlin	Land Berlin und Bund	in Betrieb seit 24. 7. 1958
H_2O	angereich. auf 90% ^{235}U 1. 5,4 kg 2. 5,4 kg	Babcock & Wilcox Co. (USA) mit Deutsche Babcock & Wilcox	Gesellschaft f. Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schiffahrt mbH. Hamburg	Bund 60%, Bremen, Hamburg, Niedersachsen, Schleswig-Holstein (40%)	in Betrieb seit 23. 10. 1958 in Betrieb seit 16. 3. 1963
D_2O	Natururan Thorium	Deutsche Industriefirmen	Kernreaktor Bau- u. Betriebs-GmbH, Karlsruhe	Bund und Land Baden-Württemberg (Industrie)	zum ersten Male kritisch 7. 3. 1961, volle Leistung 19. 12. 1962
H_2O	angereich. Uran (über 80%) 2,7 kg ^{235}U	The Nuclear Power Group Ltd., Großbritannien	Land Nordrhein-Westfalen	Land Nordrhein-Westfalen und Bund	zuerst kritisch 23. 2. 1962
D_2O	angereich. Uran (über 90%) 1,1 kg ^{235}U	Nachbau deutscher Firmen nach Konstruktion von Head Wrightson Processes Ltd., Großbritannien	Land Nordrhein-Westfalen	Land Nordrhein-Westfalen und Bund	zuerst kritisch 14. 11. 1962
Graphit und H_2O	angereich. Uran (20%) 2 bis 5,7 kg ^{235}U	Siemens Schuckertwerke nach Argonne National Laboratory, USA	Siemens-Schuckertwerke	Siemens-Schuckertwerke	in Betrieb seit 23. 6. 1959
Graphit und H_2O	angereich. Uran (20%) 2 bis 5,7 kg ^{235}U	AEG nach Argonne National Laboratory USA	AEG	AEG	in Betrieb seit 27. 1. 1961

Standort und Bezeichnung	Reaktortyp	Verwendungszweck	Betreiber	Wärmeleistung in kW	maximaler thermischer Neutronenfluß (n/cm^2sec)	Kühlmittel
10. Leopoldshafen bei Karlsruhe	Argonaut	Ausbildung, Forschungsarbeiten	Kernreaktor Bau- u. Betriebs-GmbH, Karlsruhe	3,5 bis 6,5 W	$8 \cdot 10^7$	H_2O
11.*) Berlin-Charlottenburg, TU	Siemens-Unterrichts-Reaktor	Unterricht	Institut f. Allgemeine u. Kernverfahrenstechnik der TU Berlin	0,1 W (kurzzeitig 10 W)	$5 \cdot 10^6$	—
desgl.						
TH Stuttgart,			Institut für Hochtemperaturforschung			
TH Darmstadt,			Institut für Reaktortechnik			
Garching			SSW			
12. Braunschweig (PTB-Meßreaktor)	Tankreaktor	Meßzwecke	Physikalisch-Technische Bundesanstalt	1000	$6 \cdot 10^{12}$	H_2O
13. Mainz (FRMZ)	Triga-Pulsreaktor	Forschung	Institut für Anorganische Chemie und Kernchemie der Universität Mainz	100 Puls: 250MW $^1/_{100}$sec	ca. $1 \cdot 10^{12}$ Puls: ca. $8 \cdot 10^{15}$	H_2O
14. SNEAK Leopoldshafen bei Karlsruhe	Plutonium	Entwicklung eines schnellen Brüters	Gesellschaft für Kernforschung mbH, Karlsruhe			Luft
B. Leistungsreaktoren						
1. Kahl/Main	Siedewasser	Stromerzeugung	RWE, Essen (80%); Bayernwerk, München (20%)	60 000 (thermische Leistung) 15000 (elektrische Leistung)	$7 \cdot 10^{13}$	H_2O
2. Jülich	Gasgekühlter Hochtemperaturreaktor (Kugelhaufenreaktor)	Stromerzeugung	AVR, Düsseldorf (Kommunale Energieversorgungsunternehmen)	49 000 (thermische Leistung) 15 000 (elektrische Leistung)	$2 \cdot 10^{14}$	Helium-Neon-Gemisch
3. Karlsruhe	Mehrzweck-Forschungsreaktor, Druckkesselreaktor	Materialprüfung, Isotopenproduktion, Forschung, Stromerzeugung	Gesellschaft f. Kernforschung, Karlsruhe	200 000 (thermische Leistung) 50 000 (elektrische Leistung)		D_2O
4. Gundremmingen b. Ulm/Donau	Siedewasser	Stromerzeugung	RWE, Essen (75%); Bayernwerk, München (25%)	801 000 (therm. L.) 237 000 (elektr. Nettoleistung)		H_2O

*) In dieser Position sind vier Unterrichtsreaktoren des gleichen Typs zusammengefaßt.

Moderator	Kernbrennstoff	Herstellerfirma und deutsche Hauptkontraktfirma	Auftraggeber	Finanzierung	Stand Anfang 1964
Graphit und H_2O	angereich. Uran (20%) a) therm.: 5,6 kg b) schnell: 90 kg	Arbgem. SSW, Lurgi u. Pintsch-Bamag nach Argonne Nat. Laboratory, USA	Gesellsch. für Kernforschung mbH, Karlsruhe	Bund (75%) und Land Baden-Württemberg (25%)	im Umbau
Polyäthylen	angereich. Uran (20%) 0,7 kg ^{235}U	Siemens-Schuckertwerke AG	Senat Berlin	Bund	in Betrieb seit 17. 7. 1963
				Bund und Land Baden-Württembg.	im Bau
				Land Hessen	23. 9. 1963
				SSW	28. 2. 1962
H_2O	angereich. Uran (90%) a) 3,2 kg ^{235}U b) 2 · 2,9 kg ^{235}U	Deutsche Babcock & Wilcox	Physikalisch-Technische Bundesanstalt	Bund	im Bau
Zirkonhydrid	angereich. Uran (20%) 2,2 kg ^{235}U	General Atomic Division der General Dynamics Corp. (USA)	Land Rheinland-Pfalz	Bund	im Bau
	0,3 t Plutonium 0,5 t Uran	Kernreaktor Bau- u. Betriebs GmbH, Karlsruhe/SSW	Gesellschaft für Kernforschung mbH, Karlsruhe	Bund und Land Baden-Württemberg	im Bau
H_2O	UO_2 mit 2,6% Anreicherung	AEG mit General Electric (USA)	RWE und Bayernwerk	RWE: 28 Mill. DM Bayernwerk: 7 Mill. DM	in Betrieb seit 13. 7. 1961 m. 75%, seit 3. 1. 62 Vollast
Graphit	Anreicherung 20% Urankarbid (UC) mit Thoriumkarbid als Brutstoff in Graphitkugeln	BBC—Krupp	AVR Düsseldorf	AVR: 20 Mill. DM Bund: 20 Mill. DM	seit Januar 1961 im Bau
D_2O	natürliches UO_2	Siemens-Schuckertwerke, Erlangen	Bund, Land Baden-Württemberg u. Elektrizitätswerke i. Baden-Württemberg	Bund: 127 Mill. DM, Baden-Württemberg u. Elektrizitätswerke in Baden-Württemberg: 30 Mill. DM	seit Ende 1961 im Bau
H_2O	angereich. Uran	International General Electric Operations SA (USA) mit AEG	RWE und Bayernwerk	RWE und Bayernwerk sowie Euratom (32 Mio DM) ERP-Kredite u. Darlehen der Export-Import-Bank (USA); Gesamtkosten: etwa 350 Mill. DM	seit Ende 1962 im Bau

Teil III

Förderung der Reaktorentwicklung durch die Europäische Atomgemeinschaft

Im zweiten Forschungsprogramm der Europäischen Atomgemeinschaft (Euratom), das sich über den Fünfjahreszeitraum von 1963 bis 1967 erstreckt und Aufwendungen von insgesamt 425 Millionen Dollar oder 1,7 Milliarden DM vorsieht, steht die Energiegewinnung aus Kernspaltungsanlagen im Mittelpunkt der gemeinsamen Bemühungen der sechs Mitgliedstaaten[17]. 54% der gesamten Mittel des Forschungs- und Investitionshaushaltes stehen für die unmittelbar oder mittelbar mit der Entwicklung von Leistungsreaktoren zusammenhängenden Untersuchungen und Forschungsarbeiten zur Verfügung. Von diesen 928 Millionen DM sind veranschlagt für

Reaktoren erprobter Bauart	118 Mill. DM
fortgeschrittene Gasreaktoren	100 Mill. DM
Reaktoren des ORGEL-Typs	228 Mill. DM
schnelle Reaktoren	292 Mill. DM
neue Reaktortypen	36 Mill. DM
Schiffsreaktoren	30 Mill. DM
Betrieb des Materialprüfungsreaktors BR 2	48 Mill. DM
Aufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe	56 Mill. DM
Behandlung radioaktiver Abfallstoffe	20 Mill. DM
	928 Mill. DM

Reaktoren erprobter Bauart sind die in den USA entwickelten Leichtwasserreaktoren, die angereichertes Uran als Brennstoff verwenden, und die in Großbritannien und Frankreich erstmals zur Betriebsreife gebrachten Gas-Graphit-Reaktoren, die mit natürlichem Uran arbeiten. Reaktoren vom Druckwasser-, Siedewasser- und Calder Hall-Typ gelten zwar als „erprobt", aber sie können noch verbessert werden.

Fortgeschrittene Gasreaktoren sind weiterentwickelte Gas-Graphit-Reaktoren wie der Dragon-Reaktor in Winfrith Heath (England) und der Kugelhaufenreaktor in Jülich (S. 59), mit denen man höhere Temperaturen und größere Abbrände erreichen kann.

Reaktoren des ORGEL[18]-Typs sind Spaltreaktoren, die Natururan als Kernbrennstoff, Schwerwasser als Moderator und eine organische Flüssigkeit als Kühlmittel verwenden. Von diesem Reaktorsystem entwickelt Euratom eine Baureihe. Die hierzu erforderlichen Arbeiten werden zum großen Teil in der euratomeigenen Forschungsanstalt Ispra (Italien) durchgeführt.

---

[17] Die sechs Mitgliedstaaten der Europäischen Atomgemeinschaft sind Belgien, Bundesrepublik Deutschland, Frankreich, Italien, Luxemburg und die Niederlande.

[18] Orgel = **Org**anique + **e**au **l**ourde = organisch gekühlter und schwerwassermoderierter Reaktor.

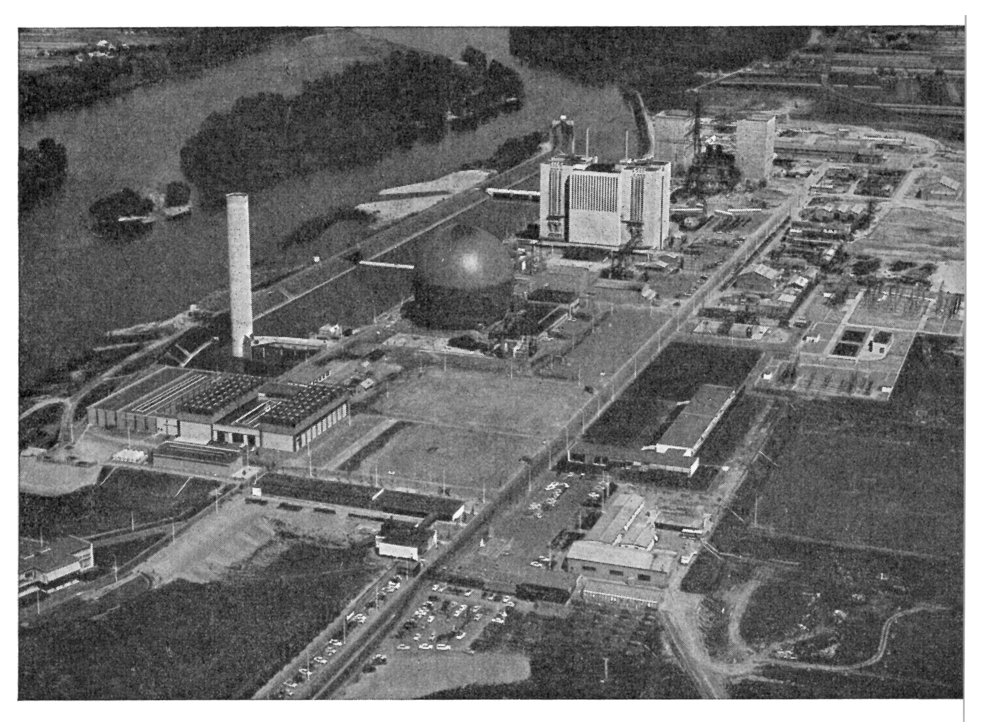


Abb. 26

Frankreich besitzt auf dem europäischen Kontinent die größte Atomkraftwerkskapazität. Das Hauptzentrum befindet sich bei Chinon am Ufer der Loire. Von den drei Kernkraftwerken der Electricité de France, die auf insgesamt 600 MW_e ausgelegt sind, liefern bereits zwei — EDF 1 (Kugel) und EDF 2 (Block in der Mitte) — Strom in das öffentliche Netz.

Schnelle Reaktoren eröffnen noch günstigere Aussichten für die Wirtschaftlichkeit von Kernkraftwerken. Sie besitzen bei kleinem Reaktorkern eine große Leistung und erzeugen soviel Kernbrennstoff neu wie sie verbrauchen (S. 37). Diese Forschungs- und Entwicklungsarbeiten werden überwiegend im Rahmen von zwei Assoziierungsverträgen im französischen Kernforschungszentrum Cadarache und im deutschen Kernforschungszentrum Karlsruhe sowie durch das euratomeigene Europäische Institut für Transurane in Karlsruhe durchgeführt. Italienische Arbeiten werden das Programm wahrscheinlich noch erweitern.

Neue Reaktortypen, die weiterentwickelt oder neu bearbeitet werden sollen, sind homogene Reaktoren, wie SUSPOP in den Niederlanden, oder Reaktoren mit nuklearer Überhitzung, Natrium-Graphit-Reaktoren und Salzschmelze-Reaktoren.

Schiffsreaktoren sollen so weit entwickelt werden, daß sie mit herkömmlichen Antriebsanlagen konkurrieren können. Euratom koordiniert die Schiffsreaktorentwicklung und fördert Projekte in der Bundesrepublik (Hamburger Kernenergiegesellschaft, S. 41), Italien (Fiat und Ansaldo) und in den Niederlanden (Reaktorcentrum Nederland) mittels Forschungs- oder Assoziierungsverträgen.

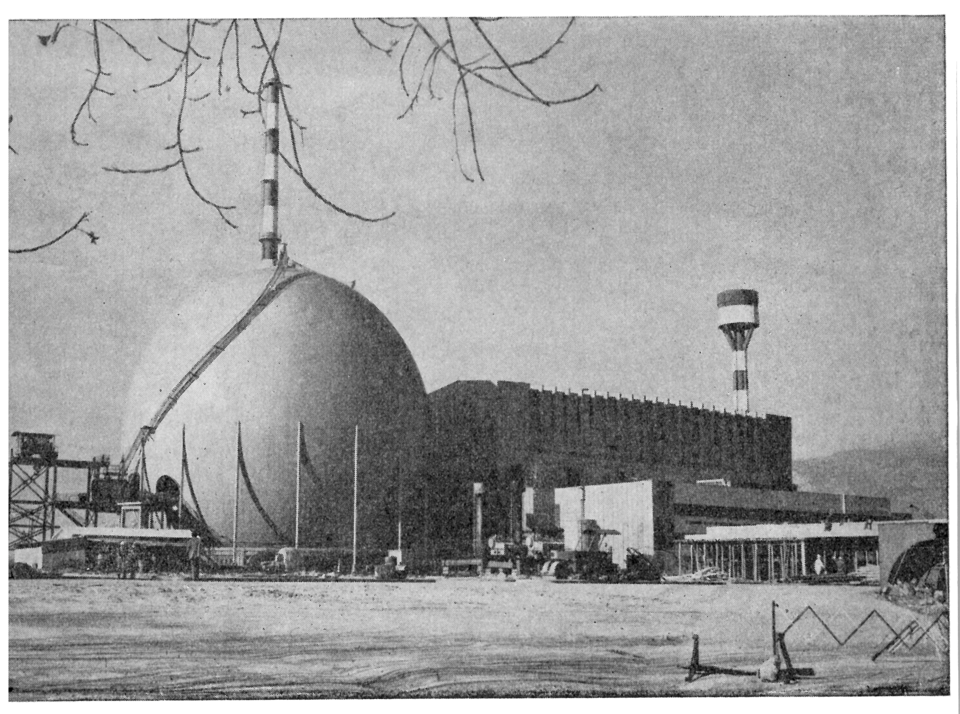


Abb. 27
In Italien, dessen Wirtschaft unter dem Mangel an fossilen Brennstoffen wie Kohle und Erdöl zu leiden hat, sind drei Kernkraftwerke mit einer elektrischen Gesamtleistung von 607 MW im Bau. Die Aufnahme zeigt das mit einem Siedewasserreaktor amerikanischer Bauart ausgestattete 150 MW_e Reaktorkraftwerk der **S**ocietà **E**lettronucleare **N**azionale (SENN) an der Garigliano-Mündung.

Der **Materialprüfreaktor BR 2** in Mol (Belgien), der von Euratom gemeinsam mit dem belgischen Centre d'Etudes de l'Energie Nucléaire betrieben wird, ist ein wichtiges Forschungsinstrument. In diesem Hochflußreaktor werden Werkstoffe bestrahlt, um beurteilen zu können, wie sie sich bei jahrelanger Belastung und im Vollastbetrieb in einem Leistungsreaktor verhalten werden.

Die **Aufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe** ist notwendig, weil die nach dem Abbrand aus dem Reaktor entnommenen Brennelemente noch relativ viel spaltbare Stoffe enthalten, die aus Kostengründen weiterverwertet werden. Die heutigen Aufarbeitungsverfahren können noch beträchtlich verbessert werden.

Die **Behandlung radioaktiver Abfallstoffe** ist in den sechs Staaten der Gemeinschaft mit großer Bevölkerungsdichte und wenig Ödland vordringlich. Die in den Reaktoren anfallenden radioaktiven Abfälle müssen so beseitigt und gelagert werden, daß sie für die Allgemeinheit keine Gefahr darstellen (S. 27).

Eine der bedeutendsten Wirkungsmöglichkeiten, über die Euratom zur Förderung der Reaktorindustrie in den Ländern der Gemeinschaft verfügt, ist **das Programm für die**

Beteiligung am Bau von Kernkraftwerken. Bisher sind vier Beteiligungsverträge unterzeichnet worden. Vertragspartner sind die Gesellschaften SENN (Italien), SIMEA (Italien), SENA (Belgien und Frankreich) und Kernkraftwerk RWE/Bayernwerk GmbH (KRB) in der Bundesrepublik Deutschland. An dem Projekt SEP in den Niederlanden wird sich Euratom ebenfalls beteiligen. Aufgrund dieses Programms kann sich Euratom bis zu 128 Millionen DM am Bau von Leistungsreaktoren beteiligen. Die dabei erlangten Kenntnisse und Informationen werden in der gesamten Gemeinschaft verbreitet.

Tabelle 9

Die Atom-Elektrizitätswirtschaft in der Europäischen Atomgemeinschaft (Euratom)

Land	Tatsächlich installierte Leistung am 31. 12. 1963	Voraussichtlich installierte Leistung am 31. 12. 1965
1. Frankreich[19]	305 MW_e	1 391,5 MW_e
2. Italien	350 MW_e	620 MW_e
3. Bundesrepublik	15 MW_e	332 MW_e
4. Belgien[19]	10,5 MW_e	131,5 MW_e
5. Niederlande	—	50 MW_e
6. Luxemburg	—	?
Europäische Atomgemeinschaft	680,5 MW_e	2 525,0 MW_e

[19] Leistung des belgisch-französischen SENA-Kraftwerkes (242 MW_e) wurde je zur Hälfte Frankreich und Belgien zugerechnet.

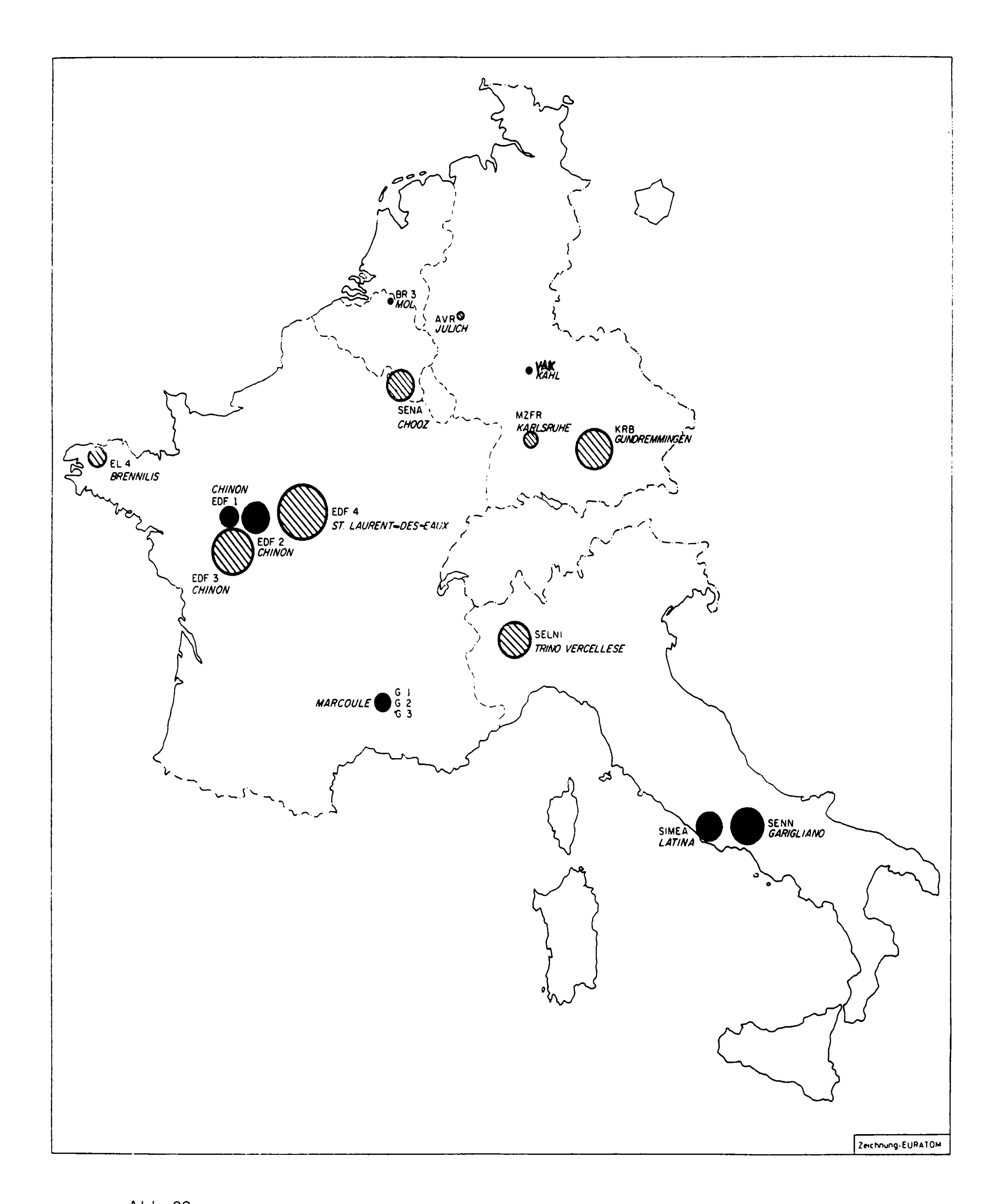


Abb. 28

Leistungsreaktoren zur Erzeugung von elektrischer Energie in den sechs Ländern der Europäischen Atomgemeinschaft — schwarze Kreise: bereits in Betrieb; gestrichelte Kreise: Bau begonnen oder beschlossen. Die Größe der Kreisfläche ist proportional der elektrischen Leistung.

Literaturverzeichnis

1. Allgemeinverständliche Literatur

N. Arley u. H. Skov — Atomkraft, Springer-Verlag, Berlin; Verständliche Wissenschaft, Bd. 73

E. Bagge, K. Diebner, J. Jay — Von der Uranspaltung bis Calder Hall, Ro ro ro Nr. 41

L. v. Erichsen — Friedliche Nutzung der Kernenergie, Springer-Verlag, Berlin

H. Graewe — Atomphysik, 2. Auflage, Dümmler-Verlag

O. Höfling — Strahlengefahr und Strahlenschutz, Dümmler-Verlag; Taschenbücher, Bd. 1/2

R. Jungk — Heller als tausend Sonnen, Scherz u. Goverts Verlag, Stuttgart

W. Kliefoth — Vom Atomkern zum Kernkraftwerk, Verlag K. Thiemig KG, München; Taschenbücher Bd. 19

G. Löwenthal u. J. Hausen — Wir werden durch Atome leben, Blanvalet-Verlag, Berlin

H. Marquard u. G. Schubert — Die Strahlengefährdung des Menschen durch Atomenergie, Ro ro ro Bd. 91

G. Schuster — Vom Atom zum Atomkraftwerk, Maximilian-Verlag, Köln

E. Teller u. A. Latter — Ausblick in das Kernzeitalter, Fischer-Bücherei, Bd. 232

F. Wachsmann — Die radioaktiven Isotope, Dalp-Taschenbücher, Bd. 309

C. F. v. Weizsäcker — Atomenergie und Atomzeitalter, Fischer-Bücherei, Bd. 188

E. Zimmer — Umsturz im Weltbild der Physik, C. Hauser Verlag, München

2. Weiterführende Literatur

P. R. Arendt — Reaktortechnik, Physik-Verlag, Mosbach/Baden

W. Braunbek — Grundbegriffe der Kernphysik, Verlag K. Thiemig KG, München

F. Cap — Physik und Technik der Atomreaktoren, Springer-Verlag, Wien

H. Engel u. K. O. Thielheim — Kernenergie-Technik, Verlag Moderne Industrie, München 23

W. Finkelnburg — Einführung in die Atomphysik, Springer-Verlag, Berlin

F. Münzinger	Atomkraft, Springer-Verlag, Berlin
W. Riezler	Einführung in die Kernphysik, Oldenbourg-Verlag, München
W. Riezler u. W. Walcher	Einführung in die Kerntechnik, B. G. Teubner Verlag, Stuttgart
K. R. Schmidt	Nutzenergie aus Atomkernen; 2 Bände; Verlag Walter de Gruyter u. Co., Berlin

3. Fachzeitschriften

Atom und Strom	Verlags- u. Wirtschafts-Gesellschaft der Elektrizitätswerke mbH, Frankfurt
Atomkernenergie	Verlag Karl Thiemig KG, München
Atompraxis	Verlag G. Braun, Karlsruhe
Die Atomwirtschaft	Verlag Handelsblatt GmbH, Düsseldorf
Kerntechnik	Verlag Karl Thiemig KG, München
Nukleonik	Springer-Verlag, Berlin-Wilmersdorf

4. Atomfilme

Von folgenden Landesfilmdiensten können 16-mm-Lichttonkopien zur ausschließlichen Vorführung im nichtgewerblichen Bereich ausgeliehen werden:

1) 7000 Stuttgart, Hölderlinstr. 55, T.: 62 41 82
2) 8000 München 23, Leopoldstr. 59, Postfach 3, T.: 33 94 81, FS.: 5/23552
3) 6000 Frankfurt/Main, Friedrich-Ebert-Anlage 3, T.: 33 32 04
4) 3000 Hannover, Prinzenstr. 5, T.: 2 50 05
5) 4000 Düsseldorf, Kavalleriestr., T.: 2 36 31
6) 6500 Mainz, Bahnhofplatz 2, Postfach 582, T.: 3 29 74
7) 6600 Saarbrücken 3, Bismarckstr. 15, T.: 6 32 87
8) 2370 Rendsburg, Paradeplatz 10, T.: 28 32
9) 1000 Berlin-Charlottenburg 2, Bismarckstr. 80, T.: 32 24 33

Welche Atomfilme für den Leihverkehr zur Verfügung stehen, kann bei den o. a. Landesfilmdiensten erfragt werden.

In der Schriftenreihe des Deutschen Atomforums sind bisher erschienen:

Heft 1:
Atomkernstrahlen
Aufbau des Atoms, Radioisotope, Strahlenwirkung

Heft 2:
Atomkernreaktoren
Reaktorphysik und Reaktortechnik

Heft 3:
Bericht über die Tagung des Deutschen Atomforums am 20. Mai 1960 in Bonn
Verwendung der Kernenergie in der Bundesrepublik, Entwicklungsaussichten der Kernenergie, Kernverschmelzung als Energiequelle

Heft 4:
Atombilanz in der Bundesrepublik Deutschland
5 Jahre Deutsche Atomkommission

Heft 5:
Bericht über die 1. Technisch-Wissenschaftliche Tagung des Deutschen Atomforums vom 11. bis 13. Oktober 1960 in Karlsruhe

Heft 6:
Radioaktive Stoffe
Herstellung und Anwendung künstlicher Radionuklide sowie Maßnahmen zum Schutz vor Strahlengefahren

Heft 7:
Friedliche Nutzung der Kernenergie im Spiegel der Nationen
Euratom — Frankreich — Großbritannien — USA — Bundesrepublik Deutschland

Heft 8:
Probleme des Strahlenrisikos
Prof. Dr. Langendorff, Freiburg: Biologische Objekte und energiereiche Strahlen

Heft 10:
Der Mensch und die Kerntechnik
Betrachtungen zur modernen Technik

Heft 11:
Kerntechnik in Europa und Weltraumforschung
Jahresversammlung des Deutschen Atomforums am 15./16. Februar 1962 in Düsseldorf — Berichte

In Vorbereitung:

Heft 9:
Kerntechnische Ausbildung und Praxis
Berufsberatung für die Studenten der Universitäten, Technischen Hochschulen und Ingenieurschulen

Heft 12:
Brennelemente und Brennstoffe für Reaktoren

Gemeinsam mit dem Institut für Energierecht an der Universität Bonn entstand die Druckschrift:
Atomrecht
Atomwirtschaft, Haftung, internationale Zusammenarbeit, Strahlenschutz, Reaktorbau

Anmerkung: Einige Hefte sind infolge starker Nachfrage vergriffen.
Neuauflagen werden in das Publikationsprogramm aufgenommen.